

日本語翻訳版

IAEA 安全基準

人と環境を防護するために

原子力発電所の 原子炉格納容器及び関連系統の設計

個別安全指針

No. SSG-53

国際原子力機関

2023年 4月
原子力規制庁 翻訳

本翻訳版発行に当たっての注記事項

- A：本翻訳版は非売品である。
- B：本翻訳版は、「Design of the Reactor Containment System and Associated Systems for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No.SSG-53」©International Atomic Energy Agency, (2019)の日本語訳である。本翻訳版は、原子力規制庁により作成されたものである。本翻訳版に係る IAEA 出版物の正式版は、国際原子力機関 (IAEA) 又はその正規代理人により配布された英語版である。IAEA は、本翻訳版に係る正確性、品質、信頼性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、何らの責任を負うものではない。
- C：著作権に関する注意：本翻訳版に含まれる情報の複製又は翻訳の許可に関しては、オーストリア国ウィーン市 1400 ウィーン国際センター（私書箱 100）を所在地とする IAEA に書面により連絡を要する。
- D：本翻訳版は、業務上の必要性に基づき、原子力規制庁が IAEA との合意に基づき発行するものであり、唯一の翻訳版である。
- E：原子力規制庁は、本翻訳版の正確性を期するものではあるが、本翻訳版に誤記等があった場合には、正誤表と合わせて改訂版を公開する。また、文法的な厳密さを追求することで難解な訳文となるものは、分かりやすさを優先し、本来の意味を損なうことのない範囲での意識を行っている箇所もある。

なお、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、原子力規制庁は何らの責任を負うものではない。

目次

1. はじめに
 - 背景(1.1–1.3)
 - 目的(1.4–1.6)
 - 範囲(1.7–1.11)
 - 構成(1.12)
2. 格納容器の安全機能及び設計手法(2.1)
 - 安全機能(2.2, 2.3)
 - 放射性物質の封じ込め(2.4–2.13)
 - 外的及び内的ハザードに対する防護(2.14, 2.15)
 - 放射線遮蔽(2.16, 2.17)
3. 格納容器及びその機器並びに関連系統の設計基準
 - 全般(3.1–3.5)
 - 想定起因事象(3.6–3.8)
 - 内的ハザード(3.9–3.12)
 - 外的ハザード(3.13–3.22)
 - 事故状態(3.23–3.45)
 - 設計限度(3.46–3.50)
 - 信頼性(3.51–3.62)
 - 深層防護(3.63–3.65)
 - 早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出に至る可能性のある状態の実質的な排除(3.66–3.69)
 - 安全分類(3.70–3.75)
 - 環境性能保証(3.76–3.84)
 - 規格及び標準(3.85–3.87)
 - 設計における確率論的安全解析の使用(3.88–3.90)
4. 格納容器及びその関連系統の設計
 - 全般(4.1–4.18)
 - 格納容器の構造設計(4.19–4.46)
 - 格納容器内の構造物の構造設計(4.47–4.57)
 - 系統の構造設計(4.58)
 - 質量及びエネルギーの放出及び管理(4.59–4.89)
 - 放射性物質放出の制御及び制限(4.90–4.130)
 - 可燃性気体の管理(4.131–4.150)
 - 格納容器の機械的仕組み(4.151–4.180)
 - 材料(4.181–4.202)
 - 計装設備(4.203–4.241)
5. 試験及び検査(5.1, 5.2)
 - 建設中の検査(5.3, 5.4)
 - 試運転時の試験(5.5–5.19)

供用期間中の試験及び検査(5.20-5.30)

付属書 以前の基準に対して設計された発電所

参考文献

作成及び査読の協力者

1. はじめに

背景

1.1. 原子力発電所の原子炉格納容器及び関連系統の設計に関する本安全指針は、原子力発電所の格納容器構造及び系統に関連して、IAEA 安全基準シリーズ SSR-2/1 (Rev. 1)「原子力発電所の安全：設計」[1]の要件を満たす方法に関する推奨事項を提示している。本安全指針は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.10「原子力発電所の原子炉格納系の設計」¹の改訂であり、これに代わるものである。

1.2. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 4 に従って、原子力発電所における放射性物質の封じ込めは、環境への排出の制御及び放射性物質放出の最小化を含めて、いかなる運転状態及び事故状態においても確保されるべき基本的な安全機能である。この基本的な安全機能は、深層防護の概念に従い、複数の障壁及び複数の防護層によって達成される。原子力発電所では、原子炉を取り囲む強固な構造物（「格納容器」と呼ばれる）が、放射性の物質の放出及び分散を防止又は制御及び制限するように設計されている[2]。さらに、事故の発生時に放出される質量及びエネルギー並びに可燃性気体を考慮に入れて、格納容器の健全性を保持するよう又は格納容器のバイパスを回避するよう、系統は設計される。通常運転に必要な系統又は放射性物質の放出を最小化するため、エネルギーを除去するため若しくは事故状態時に格納容器の構造健全性を保持するために必要な系統は、本安全指針では「関連系統」又は単に「系統」と呼ばれている。

1.3. 本安全指針で言及されている格納容器及びその関連系統は、格納容器構造物並びに隔離機能、質量及びエネルギーの放出の制御及び管理機能、放射性物質放出の制御及び制限機能、また、可燃性気体の制御及び管理機能を有する系統で構成される。この定義は二重壁格納容器にも適用される。

目的

1.4. 本安全指針の目的は、格納容器及びその関連系統に関連する SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件を満たすことに関する推奨事項を提示することである。

1.5. 本安全指針は主に、発電又はその他の熱発生用途（例えば、地域暖房、海水淡水化）向けに設計された水冷却型原子炉を有する陸上の定置式の原子力発電所での使用が意図されている。革新的な開発を特徴とする将来の発電所系統を含む、他の炉型については、一部の推奨事項は適切でないことがあるか又はそれらの解釈に何らかの判断が施される必要があることがあるということが認識されている。

1.6. 本安全指針は、規制機関による使用だけでなく、原子力発電所を設計、製造、建設及び運転することに責任を負う組織による使用を意図されている。

範囲

1.7. 本安全指針で提示される推奨事項は、主に新規原子力発電所を対象としている。以前の基準で設計された原子力発電所については、そうした設計の安全評価において、合理的に実行可能な安全改善策によって発電所の安全運転がさらに強化されうるかどうかを判

¹ 国際原子力機関、原子力発電所の原子炉格納系の設計、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.10、IAEA、ウィーン（2004年）

断するために、現行基準との比較（例えば、発電所の定期的な再評価の一環として）が行われることが期待されている。SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 1.3 項を参照。既設の原子力発電所への推奨事項の適用に関する更なる手引きは付属書で提示されている。

1.8. 本安全指針は、発電所設計エンベロープ²で考慮された発電所状態に対する原子炉の質量及びエネルギー、放射性物質並びに可燃性気体の管理に対する格納容器及びその関連システムの機能的な側面を扱う。特に、著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態の緩和及び炉心溶融を伴う設計拡張状態に必要な設備及び系統の設計に関連する推奨事項が追加されている。また、格納容器及びその関連系統の設計基準の定義、特に、構造設計、信頼性及び異なる防護階層の一部を形成する系統の独立性に影響を与える側面についても考慮が払われている。

1.9. 原子力発電所の格納容器及びその関連系統が原子力発電所の運転期間を通じて意図された機能を達成することができることを確実なものとするために必要な試験及び検査についても推奨事項が提示されている。

1.10. 設計限度及び工学的な判断基準は、それらを検証するために使用されるべき系統パラメータとともに、原子力発電所の個々の設計及び個々の加盟国に固有のものであり、したがって、本安全指針の範囲外である。しかし、これらの事項に関する一般的な推奨事項が提示されている。

1.11. 使用済燃料の封じ込めに関する問題は、本安全指針の範囲外である。これらの問題に関する推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.4 「原子力発電所の燃料取扱及び貯蔵系の設計」 [3]及び SSG-15 「使用済燃料の貯蔵」 [4]に提示されている。放射性廃液の処理若しくは貯蔵用の建屋又は補助建屋などの建屋内での放射性の物質の封じ込めに関する問題も本安全指針の範囲外である。

構成

1.12. 第 2 章では、格納容器及びその関連系統に関する安全機能が記載されており、また、考慮される必要がある SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の主な要件が取り上げられている。第 3 章は、格納容器及びその機器並びに関連系統の設計基準に関する推奨事項を提示している。第 4 章は、格納容器及びその関連系統の設計に対する具体的な推奨事項を提示している。第 5 章は、試験及び検査を対象とし、試運転時の試験並びに供用期間中の試験及び検査に対する推奨事項を提示している。既設の原子力発電所への推奨事項の適用に関する全般的な手引きは付属書に提示されている。

2. 格納容器の安全機能及び設計手法

2.1. 本章では、格納容器及びその関連系統の設計について、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]に定められている主要な技術的要件の適用を取り上げている。

² 「発電所設計エンベロープ」は、原子力発電所の設計において想定されるすべての条件を簡略化して指すために用いられる。

安全機能

2.2. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 54 で述べられているように、

「原子力発電所において次の安全機能を達成することを確実なものとするために又は達成することに寄与するために、格納系が設けられていなければならない。すなわち、(i)運転状態及び事故状態における放射性物質の封じ込め、(ii)自然起因外部事象及び人為事象からの原子炉の防護及び(iii)運転状態及び事故状態における放射線遮蔽、である。」

2.3. これらの安全機能が達成されなければならない状態は、関連する構築物、系統及び機器の設計基準の様々な要素を定義するために特定され、特徴付けられることが要求される (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 14 を参照)。

放射性物質の封じ込め

2.4. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 55 では、次のように述べられている。

「格納容器の設計は、原子力発電所から環境への放射性物質のいかなる放出も、合理的に達成可能な限り低く、かつ運転状態において排出は許容された限度未満であり、また、事故状態においては容認限度未満であることを確実なものとするものでなければならない。」

2.5. 運転状態については、原子炉等施設の周辺に住む人々が受ける年間線量は、放射線の自然バックグラウンドレベル (即ち、立地地点に元々存在していたレベル) による実効線量と同じ程度のものであると期待される。計画被ばく状況における公衆被ばくについては、IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 3 「放射線防護と放射線源の安全：国際基本安全基準」[5]に示される線量拘束値に対して提案された値の範囲は、自然起源の放射線源による被ばくから受ける線量よりも、1年間で最大 1 mSv の増加を提示している。

2.6. 事故状態における放射性物質の放出への取組みは、以下のようであることが要求される。

- (a) 設計基準事故及び著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態では、敷地外防護措置 (例えば、避難、屋内退避、ヨウ素甲状腺ブロック) は必要ないように、放出が最小化されている (SSR-2/1 (Rev. 1) [1]の 5.25 項及び参考資料[6]を参照)。
- (b) 炉心溶融を伴う設計拡張状態については、適用する時間の長さ及び地域の点で制限された敷地外防護措置のみが必要であるように放出は最小化されており、そのような対策を取るために十分な時間が利用可能であるべきである (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.31A 項及び参考資料[6]を参照)。
- (c) 早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出に至ることがある事故シーケンスは、適切な方策によって「実質的に排除」されている (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 2.11 項、2.13 項及び 2.14 項を参照)。
- (d) 加えて、格納容器及びその関連系統は、放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低く、運転状態では排出に関する許容限度未満であり、また、事故状態では容認限度未満であるように設計されている (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 55 を参照)。

2.7. 格納容器の気密性は、放射性物質を封じ込めるため及び放射性物質の放出を最小とするために不可欠である。気密性は一般的に、事故状況下では超過することが予想されない、所定の最大漏えい率 (全体漏えい率並びに格納容器貫通部、エアロック、ハッチ及び格納容器隔離弁に対する所定の漏えい率) によって特徴付けられる。格納容器の機能が実施さ

れることを確実なものとするを目的とした設備は、その設備が必要である支配的な環境条件に至る前及びその期間中に、格納容器がその健全性及び気密性を保つことを確実なものとするために設計され、性能保証されていることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 30 及び 55 を参照）。

2.8. 格納容器の隔離は、事故状態によって引き起こされる格納容器雰囲気中への放射性物質の放出を封じ込めるために必要である（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 56 を参照）。

2.9. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 58 に従い、格納容器の所定の設計限度（例えば、圧力、温度及び可燃性気体に関係して）が超えられることがないことを確実なものとするように設計された系統は、事故状態時に格納容器の構造健全性を保持するため、必要に応じて実装されることを要求される。複数の手段が事故状態時に格納容器から熱を除去するために実装されることを要求される。炉心溶融を伴う設計拡張状態に対処することに特に専用化された系統は、実行可能な限り安全系統から独立していることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 4.13A 項を参照）。

2.10. 格納容器の土木構造物の構造健全性及び事故状態の緩和に必要な系統の構造健全性は、そのような構造物が作動することを要求されている発電所状態の期間中、危険要因に起因するか又はその状態において支配的な、荷重又は荷重の組み合わせを考慮に入れて、適切な余裕をもって確保されることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 42 を参照）。

2.11. 事故が著しい炉心損傷を伴う発電所状態にまで拡大することを防止するために講じられる多数の設計上の方策とは関係なく、最も可能性の高い一連の代表的な炉心溶融状態が想定されていることが要求される。このような状態に対しては、放射性物質の放出を最小化するために追加的な安全上の仕組みが実装されていることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 20 を参照）。

2.12. 想定される事故状態の影響を緩和するために実装される設計方策に加え、可搬型設備の使用も考慮されることになり、また、設計で考慮されたものを上回る、事故状態における放射性物質の大量放出及び容認されない敷地外汚染を回避する目的で、発電所との適切な接続点及び取り合い点が設置されることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 58 を参照）。

2.13. 事故状態時には、格納容器の構造健全性及び気密性を損なう可能性がある高エネルギー現象は、そのような現象の可能性が「実質的に排除された」と見なされることを確実なものとするために、適切な仕組みを組み込むことによって対処されることを要求される（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 20 及び 58 を参照）。

外的及び内的ハザードに対する防護

2.14. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 17 に従って、格納容器又は遮蔽構造物は、敷地に対するハザード評価により特定された外的な自然ハザード及び人為ハザードの影響から並びに敷地に設置された設備に起因する内的ハザードの影響から、格納容器内に収容された安全上重要な設備等を防護するように設計されることを要求される。因果関係及びハザードの組み合わせの可能性が検討されるべきである。

2.15. 格納容器又は遮蔽構造物は、施設に向けられる想定されうる悪意のある行為の影響からの防護も提供する。セキュリティ対策に関する推奨事項及び手引きは、IAEA 核セキュリティシリーズの刊行物で提供されている。

放射線遮蔽

2.16. 運転状態及び事故状態において、格納容器は、発電所要員及び公衆の、格納容器内の放射性物質からの直接放射線による不当な被ばくからの防護に寄与する。SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 5 に従って、コンクリート、鋼鉄及びその他の材料の組成及び厚さは、

「発電所の作業員及び公衆の構成員に対する放射線量が線量限度を超えないこと、発電所の全存続期間にわたって運転状態において合理的に達成可能な限り低く保たれていること、また、事故状態及び事故状態後には容認限度未満で、合理的に達成可能な限り低く保たれること、を確実なものであるようであればならない。」

2.17. 計画被ばく状況における作業員及び公衆のための線量限度は、GSR Part 3[5]で定められている。

3. 格納容器及びその機器並びに関連系統の設計基準

全般

3.1. 格納容器及びその関連系統の設計は、IAEA 安全基準シリーズ GSR Part 2「安全のためのリーダーシップ及びマネジメント」[7]及び SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 1～3 の要件を考慮に入れて行われるべきである。IAEA 安全基準シリーズ GS-G-3.1「施設及び活動のためのマネジメントシステムの適用」及び GS-G-3.5「原子炉等施設のためのマネジメントシステム」[9]の推奨事項も考慮に入れられるべきである。

3.2. 格納容器及びその関連系統の設計は、安全及びセキュリティの両方の要件、推奨事項及び手引きを考慮に入れるべきである。安全対策及びセキュリティ対策は、セキュリティ対策が安全を損なわず、安全対策がセキュリティを損なわないように、統合的な形で、かつ可能な限り補完的な形で設計され、適用されるべきである。核セキュリティに対する推奨事項は、IAEA 核セキュリティシリーズ 13「核物質及び原子炉等施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告」(INFCIRC/225/Rev. 5) [10]に提示されている。

3.3. 格納容器及びその関連系統の設計基準は、すべての発電所状態（即ち、通常運転時に発生するあらゆる状態、運転時の異常な過渡変化〔予期される運転時の事象〕、設計基準事故及び設計拡張状態）を考慮すべきである。内的及び外的ハザードによって作り出される荷重の組み合わせも、関連する構築物、系統及び機器の設計基準に含まれるべきである。

3.4. 設計条件及び設計荷重は、発電所の該当する状態又は危険要因ごとに決定された境界条件を考慮に入れて計算されるべきである。

3.5. 運転状態に対する構築物、系統及び機器の必要な性能は、以下の必要性に基づいて導き出されるべきである。

- (a) 放射性物質を封じ込めること
- (b) 放射性物質の放出を最小にすること
- (c) 放射線の遮蔽に寄与すること
- (d) 圧力及び温度を運転状態に対して指定された範囲内に維持すること
- (e) 作業区域の適切な環境条件を確立し、維持すること
- (f) 要員及び材料の必要な出入りを準備すること
- (g) 格納容器の構造試験及び気密性試験を実施すること

- (h) 運転過渡時に発生する荷重（例えば、熱膨張差及び外部環境温度の変動による荷重）に対応すること

核セキュリティ上の考慮事項（2.15 項及び 3.2 項を参照）を含むその他の要因も考慮に入れられる必要がある。

想定起回事象

3.6. 3.7 項及び 3.8 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 16 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.7. 格納容器及びその関連系統に関連する想定起回事象には、放射性物質の著しい放出を伴う又は格納容器内での質量及びエネルギーの著しい放出を伴う事故状態に潜在的につながっている、設備の故障及び過誤を含めるべきである。格納容器開放状態の又は保守のために一部の系統が機能していないときの、運転停止モードで発生する想定起回事象も考慮されるべきである。

3.8. 格納容器及びその関連系統の設計においては、以下の想定起回事象が考慮されるべきである。

- (a) 原子炉冷却系の大破断、中破断及び小破断
- (b) 主蒸気又は給水系の大破断、中破断及び小破断
- (c) 格納容器の内部における放射性の液体又は気体を運搬する系統における設備の故障
- (d) 格納容器の内部における燃料取扱事故

内的ハザード

3.9. 3.10～3.12 項は、内的ハザードに関係する SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 17 を満たすことに関する推奨事項を提示している。より詳細な推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.7「原子力発電所の設計における内部火災及び爆発からの防護」[11]に提示されている。

3.10. 設計において考慮されるべき内的ハザードとは、格納容器及びその関連系統の性能を損なう可能性のあるハザードである。通常考慮される必要がある内的ハザードのリストが手引き用に以下に示されている。このリストは、設計に関連する特有のハザードを含めるために、必要に応じて補足されるべきである。

- (a) 格納容器内に又は事故状態の影響を緩和するための系統を収容する建屋内に置かれた高エネルギー系統の破断
- (b) 格納容器内に置かれた放射性物質を含む系統又は機器の破断
- (c) 燃料取扱設備の故障
- (d) 重量物の落下
- (e) 内部飛来物
- (f) 火災及び爆発
- (g) 溢水

3.11. 格納容器及びその関連系統を内的ハザードの影響から防護するために、以下のような配置及び設計方策が講じられるべきである。

- (a) 格納容器及びその関連系統は、高エネルギーの衝撃（例えば、内部飛来物、配管のむ

ち打ち、噴流の衝突、重量物) から防護されるべきであるか、又はそのような衝撃によって発生する荷重と同様に爆発によって引き起こされる荷重にも耐えるように設計されるべきである。

- (b) 系統の多重性は、可能な範囲で隔離又は十分に分離されるべきであり、また、系統によって実施される安全機能の喪失を防止するために必要に応じて防護されるべきである (内的ハザードの影響に起因する共通原因故障の防止。SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 24 を参照)。
- (c) 隔離、分離及び防護に関して実装される設計対策は、ハザードの影響を考慮したときに、想定起因事象の解析に記載されている通り、系統の応答が有効なままであることを保証するのに適切なものであるべきである。
- (d) 設計基準事故を制御するために設計された安全系と炉心溶融を伴う設計拡張状態に要求される安全上の仕組みのとの間で、単一のハザードが結果的に共通原因故障となるべきでない。

3.12. 使用される設計方法及び建設規格は、内的ハザードの過酷度のわずかな上昇が起きたときにクリフエッジ効果を回避するために、十分な余裕を提供すべきである (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 9 及び 11 も参照)。

外的ハザード

3.13. 3.14~3.22 項は、外的ハザードに関する SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 17 を満たすことに関する推奨事項を提示している。より詳細な推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.5 「原子力発電所の設計における地震以外の外部事象」 [12]に提示されている。

3.14. 通常考慮される必要がある典型的な外的ハザード及び該当するときのその組み合わせに関する手引きは、NS-G-1.5 [12]及び IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.6 「原子力発電所の耐震設計及び性能保証」 [13]に提示されている。NS-G-1.5 [12]に含まれている外的ハザードのリストは、立地地点特有のハザードを含めるために、必要に応じて順応又は補足されるべきである。

3.15. 格納容器及び事故状態の影響を緩和するための系統を収容する建屋は、外的ハザードによって課される荷重に耐えるように設計され、また、外的ハザードによる荷重に耐えるように設計されていない近隣の建屋によって引き起こされるいかなる影響からも防護されるべきである。

3.16. 事故状態における質量及びエネルギーの放出及び管理、放射性物質の放出の制御並びに可燃性気体の管理に要求される系統は、外的ハザードの影響から防護されるか又は外的ハザードにより引き起こされる荷重に耐えるように設計されるべきである。各ハザードについて、ハザード期間中又はハザード後も操作性又は健全性を維持する必要があるすべての機器が特定され、その機器の設計基準の中で指定されるべきである。

3.17. 設計方法論には、外的ハザードの過酷度のわずかな上昇が起きたときにクリフエッジ効果を回避するために適切な余裕が存在することを検証するための手立てを含むべきである (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 9 及び 11 並びに 5.21 項を参照)。

3.18. 設計基準事故又は設計拡張状態が発生したときに、格納容器に対して定められた工学的判断基準を満たすために必要な短期的な措置は、恒設の系統によって成し遂げられるべきである (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.17 項も参照)。

3.19. 事故状態時の格納容器内における、質量及びエネルギーの放出及び管理、放射性物

質の放出の制御並びに可燃性気体の管理のために設計された系統の自律性は、敷地外の支援が利用可能となるまでに必要な時間よりも長い間、運転可能であり続けるようなものであるべきである。自律性は、敷地にあるいくつかの又はすべての号機に同時に影響を与えることとなる特定のハザードの可能性が考慮されていることを条件に、号機で及び敷地で取られた方策を利用保証することに基づくことができる（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.15B 項を参照）。

3.20. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.21A 項で述べられているように、

「発電所の設計は、立地地点に対するハザード評価から導き出される、設計で考慮されるものを超えるレベルの自然ハザードの発生時において、早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を防止するために最終的に必要な機器等を防護するよう十分な余裕を備えていなければならない。」

3.21 項及び 3.22 項は、この要件を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.21. 早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出を回避するために最終的に必要である構築物、系統及び機器の設計によって提供される余裕は、自然ハザードが立地地点のハザード評価から導き出された荷重を超える荷重を引き起こしたときに、それらの系統の健全性及び操作性が保持されるように適切なものであるべきである。これらの構築物、系統及び機器の詳細なリストは、特定の設計に依存する。以下のリストは、考慮される可能性がある構築物、系統及び機器の代表的な例を提示している。

- (a) 格納容器
- (b) 溶融炉心を収容するために必要な設備又は構築物
- (c) 溶融炉心の熱を除去するために必要な系統
- (d) 設計拡張状態で格納容器から熱を除去し、最終的な熱の逃がし場に熱を伝達するために必要な系統
- (e) 気体燃焼形態が格納容器の健全性を脅かすことを防止するための系統
- (f) 格納容器ベント系統（存在する場合）
- (g) 格納容器隔離のための系統

3.22. 外部洪水の場合、3.21 項に記載されている系統を収容するすべての構築物は、敷地のハザード評価から導き出されたよりも高い高さに位置するべきである。そうでなければ、これらの構築物を防護し、緩和措置が維持できることを保証するため、適切な工学的安全施設（例えば、防水扉）が整備されるべきである。

事故状態

全般

3.23. 格納容器及びその関連系統の設計に関連して考慮されるべき事故状態は、過大な機械的荷重を引き起こす可能性のある状態又は環境への放射性物質の放出を制限する能力を損なう可能性のある状態である。

3.24. 事故状態は、格納容器及びその関連系統の設計において、能力、荷重及び環境条件を決定する際に使用されるべきである。能力、荷重及び環境条件の決定は、以下に基づいているべきであるが、必ずしもこれに限定されるものではない。

- (a) 時間の関数として、格納容器全体に放出される質量及びエネルギー
- (b) 適切な冷却材保有量を維持すること

- (c) 格納構造物への熱伝達並びに機器への熱伝達及び機器からの熱伝達
- (d) 格納構造物及びその小区画への静的及び動的な機械的荷重
- (e) 格納容器内部における放射性物質の放出
- (f) 環境に放出された放射性物質の量
- (g) (炉外保持戦略のための) 熔融炉心の冷却、安定化及び局所化
- (h) 格納容器内に放出される可燃性気体の発生率及び量

3.25. 3.26～3.28 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 18 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.26. 実行可能な限り、設計に使用される規格及び工学規則は、文書化及び検証され、また、新しい設計規格の場合には、最新の知識を用いかつ品質保証に対して認められた標準に従って開発されるべきである。設計規格の利用者は、規格の運用及び限界並びに設計においてなされた仮定について、資格が与えられ、訓練を受けるべきである。

3.27. 設計基準事故及び設計拡張状態に対する境界条件の計算は、パラメータの評価のための関連する仮定、工学的判断基準及び使用される計算コードを示して文書化されるべきである。

3.28. 計算コードは、特定されかつ文書化された検証領域を超えて使用されるべきではない。

設計基準事故

3.29. 3.30 項及び 3.31 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 19 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.30. 格納容器及びその関連システムの性能については、設計基準事故状態として保持される状態は、好ましくない初期条件及び設備性能並びに安全系の性能に最も大きな影響を有する単一故障を考慮して計算されるべきである。適切な保守性を導入するときには、以下の点が考慮に入れられるべきである。

- (a) 同一の事象に対して、ある特定のシステムを設計することに対して保守的と見なされる手法が別のシステムに対しては非保守的である可能性がある。
- (b) 過度に保守的な仮定の採用は、代表的な解析につながらず、また、機器及び構築物に不当な応力を考慮することにつながる可能性がある。

3.31. 格納容器及びその関連システムは、設計基準事故ではベント操作が必要ないように設計されるべきである。

設計拡張状態

3.32. 3.33～3.38 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 20 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.33. 設計基準条件に加えて、関連する設計拡張状態も特定され、その区分の事故に対して定められた目的を満たすために必要な格納容器及びその関連システムの設計基準を確立するために使用されるべきである。著しい燃料の損傷を伴わない設計拡張状態については、放射線影響は、設計基準事故に対して定められたものと同程度であるべきである。炉心熔融を伴う事故状態については、放射性物質の放出は、必要な敷地外防護措置が時間の長さ及

び適用地区の点で制限された範囲に留まるようなものであるべきである。

3.34. 設計拡張状態を分析評価するために実施される計算は、クリフエッジ効果を回避するために必要な余裕が不確かさを抱え込んでいるということに対して十分なものであるということを条件に、設計基準事故によって課されるものよりも保守性が低い場合がある。感度解析を行うことは、主要なパラメータを特定する手段としても有用である。

3.35. 格納容器及びその関連系統の設計に関連する設計拡張状態は、確率論的解析及び工学的判断によって補足された決定論的手法に基づいて特定されるべきである（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 42 を参照）。

3.36. 著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態では、一般的に以下の 3 種類の故障が考慮されるべきである。

- (a) 設計基準事故（例えば、冷却材喪失事故又は主蒸気管破断）に対して想定されるものより大きい質量及びエネルギーの放出につながる設備の故障
- (b) 安全系が要求されたときにその意図された機能を実施することを妨げる格納容器及びその関連系統における多重故障（例えば、多重系列における共通原因故障）
- (c) 通常運転で基本的な安全機能を果たすために使用されている安全系（例えば、残留熱移送系）の喪失を引き起こす多重故障

3.37. 多重故障は、安全系の故障につながる可能性がある従属故障の発生によって引き起こされる可能性が高いので、設計基準事故が発生したときに格納容器内の圧力上昇を制御するために又は格納容器からエネルギーを除去するために設置されている系統の多重系列間の依存性の解析が、関連する設計拡張状態の発生可能性を特定するために行われるべきである。

3.38. 格納容器及びその関連系統の設計に関連する以下の状態は通常、設計拡張状態に対して考慮されるべきである。

- (a) 全交流電源喪失
- (b) 設計基準事故が発生したときに圧力の蓄積上昇を制限するために設計された手段の喪失
- (c) 格納容器から最終的な熱の逃がし場へ熱を除去する熱伝達経路の喪失
- (d) 圧力抑制機能の不具合（沸騰水型原子炉）
- (e) 最終的な熱の逃がし場の喪失

3.39. 3.40～3.45 項は、炉心溶融を伴う設計拡張状態に関して SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 20 及び 68 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.40. 炉心溶融を伴う事故の最も可能性の高い一連の代表的な状態が、格納容器の設計への入力情報及び炉心溶融を伴う事故の影響を緩和するために必要な安全上の仕組みへの入力情報を提供するために使用されるべきである。格納容器及びその関連系統の設計のための境界条件としている炉心溶融を伴う状態は、代表的で最も確からしい適切な状態の選択を可能にするために、工学的判断により補足されたレベル 2 確率論的安全解析に基づいて正当性証明されるべきである。

3.41. 炉心溶融を伴う事故は、そのような状態を防止するために取られた設計方策に関係なく、また、それらの推定発生確率に関係なく、設計拡張状態として想定されるべきである。

3.42. 炉心溶融を伴う設計拡張状態は、そのような状態に対する安全上の仕組みの設計における制約条件として考慮される必要がある。事故の進行に影響を与え、格納容器の応答

及びソースタームに影響を与える側面が考慮に入れられるべきである。これらの側面には以下のものを含む。

- (a) 格納容器の状態（格納容器が開いているか、バイパスされているか）
- (b) 格納容器に最初に放出された放射性物質の量
- (c) 炉心損傷の開始時の圧力
- (d) 格納容器内に放出された可燃性気体の量及び濃度
- (e) 炉心損傷の発生時期（非常用炉心冷却系（注入段階）の早期の故障か長期冷却の故障か）
- (f) 格納容器の安全上の仕組み（格納容器の冷却、スプレイ、ファンクーラー、圧力抑制プール）の状況
- (g) 交流電源及び直流電源の状況
- (h) 計装用空気系の状況
- (i) 使用済燃料プール系統が格納容器内にあれば、その状況

3.43. 設計拡張状態の発生時に格納容器の破損を防ぐために、設計方策が実装されるべきである。これらの方策は、格納容器の著しい過圧を防止すること、溶融炉心を安定化させること、格納容器から熱を除去すること、また、気体の燃焼形態が格納容器の健全性を脅かすことを防止することを目的とすべきである。

3.44. 格納容器内の事故時の圧力上昇を制御するための複数の手段が実装されるべきであり、また、ベント操作（もしあれば）は最後の頼みの綱としてのみ使用されるべきである。

3.45. 格納容器の健全性を保持するために格納容器をベントすることが必要となるおそれがある設計拡張状態については、ベント系の使用は、早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出に至らないものであるべきである（SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.28A 項を参照）。これが当てはまることを確実なものとするために、

- (a) 格納容器ベント系は、十分な容量及び高い効果を持つフィルタで装備されるべきである。
- (b) 格納容器ベント系は、外的ハザード（立地地点のハザード評価から導き出される、設計上考慮されているものを上回る自然ハザードを含む）からの荷重及び格納容器ベント系が操作される時に存在する静的及び動的な圧力荷重に耐えるように設計されるべきである。
- (c) ベント管の弁を確実に開閉することが可能であるべきである。
- (d) 格納容器の圧力が大気圧より低い事象発生時に設計限度を超えることを防ぐ対策が講じられるべきである。

設計限度

3.46. 3.47～3.50 項は、設計限度及び安全運転のための運転上の制限値及び条件について、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 15 及び 28 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.47. 格納容器及びその関連系統の性能は、十分に定義され、受け入れられている一連の設計限度及び判断基準³に照らして分析評価されることを要求される。

3.48. 格納容器及びその関連系統の一群の主要な設計限度が、すべての運転状態における及び事故状態における格納容器の全体的な安全機能を確保する手段として定められるべき

³ 「十分に定義され、受け入れられている」とは一般的に、規制機関によって広く受け入れられているか、国際機関によって提案されているかのいずれかを意味する。

である。これらの主要な設計限度は通常、次に関して表される。

- (a) 設計圧力での格納容器全体漏えい率
- (b) 直接（ろ過されていない）漏えい
- (c) 公衆に対する線量限度及び線量拘束値（GSR Part 3 [5]を参照）並びに運転状態及び事故状態に対して規定された放射性物質の放出量の限度
- (d) 作業者に対する線量限度及び線量拘束値（GSR Part 3[5]を参照）並びに遮蔽目的のための最大線量率

3.49. 格納容器及び機器それぞれに対して設計限度も規定されるべきである。

3.50. 運転上の制限値は、運転パラメータ（例えば、最大冷却材温度、空気冷却器の最小流量）及び性能指標（例えば、隔離弁の最大閉止時間、貫通部の空気漏れ）に適用されるべきである。

信頼性

3.51. 3.52～3.62 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 17、21～26、29、30 及び 68 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.52. 格納容器内で放出されるエネルギー、放射性物質及び可燃性気体を制御するために必要な系統の十分な信頼性を達成するために、以下の要因が考慮されるべきである。

- (a) 設計及び製造に関する安全分類並びに付随する工学的要件
- (b) 系統に関連する設計判断基準（多重系列の数、耐震性能保証、過酷な環境条件に関する性能保証、電源）
- (c) 共通原因故障に対する脆弱性の検討（多様性、分離、独立性）
- (d) 内的及び外的ハザードの影響から系統を防護するための配置方策
- (e) 定期的な試験及び検査
- (f) 保守
- (g) 安全な方向に故障するように設計された設備の使用

設計基準事故を緩和するために設計された系統

3.53. 設計基準事故の発生時に、想定起因事象によって引き起こされる従属的な故障及びこれらの安全機能を達成するために必要なあらゆる系統に想定される単一故障が起きたとしても、質量及びエネルギーの放出及び管理並びに放射性物質の放出の制御が可能であり続けるべきである。保守又は修理が行われている系統が利用できないことも考慮されるべきである。

3.54. 非常用電源は、設計基準事故の発生時における質量及びエネルギーの放出及び管理並びに放射性物質の放出の制御に必要な電気設備に電力を供給するのに十分な能力を持つべきである。

3.55. 安全系の多重系間の共通原因故障の脆弱性が特定されるべきであり、実行可能な限り多重性を独立したものとするために設計又は配置上の方策が実装されるべきである。

3.56. 内的ハザード、外的ハザード及び環境条件の影響に関して、これらの系統の防護に関係する推奨事項は、それぞれ 3.10～3.12 項、3.14～3.22 項及び 3.77～3.84 項で取り扱われている。

著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態での安全上の仕組み

3.57. 追加の安全上の仕組みについての必要性は、原子炉の技術及び設計に依存している。格納容器の健全性を保持するための追加の安全上の仕組みについての必要性を特定するために、質量及びエネルギーの放出及び管理のために設計された安全系の信頼性解析が行われるべきである。

3.58. 想定起因事象と安全系の多重系の間での共通原因故障とのより可能性の高い組み合わせが、分析されるべきである。影響が設計基準事故に対して与えられた限度を超えるのであれば、共通原因故障に対する脆弱性が取り除かれるか又はそのような状況に対処するために追加の設計上の仕組みが実装されるべきである。質量及びエネルギーの放出及び管理のための追加の仕組みは、それらが同一の共通原因により故障することが起こりそうもないように設計及び設置されるべきである。

3.59. 追加の安全上の仕組みは、早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出に至る可能性のある状態の実質的な排除に寄与するために十分に信頼できるものであるべきである。設計基準事故の影響を緩和するために設計された系統に関して 3.53～3.56 項に提示された推奨事項と同様の推奨事項が、単一故障基準を満たすことが要求されていないことを考慮に入れつつ、著しい燃料の損傷を伴わない設計拡張状態に対する安全上の仕組みに適用されるべきである。著しい燃料損傷を伴わない設計拡張状態のための追加の安全上の仕組みは、異なる多様な電源（例えば、原子力発電所に設置された代替電源）から供給されるべきである。

炉心溶融を伴う設計拡張状態での安全上の仕組み

3.60. 専用の安全上の仕組みは、その安全機能を達成するために十分に信頼できるものであるべきである。

3.61. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.44B 項は、「原子炉炉心の溶融の影響を緩和するために必要な設備は、利用可能な電源のいずれかからでも給電を受けることができなければならない」と記載している。

3.62. 内的ハザード、外的ハザード及び環境条件の影響に関して、専用の安全上の仕組みの防護に係る推奨事項は、3.10～3.12 項、3.14～3.22 項及び 3.77～3.84 項に述べられている。

深層防護

3.63. 3.64 項及び 3.65 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 7 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.64. 様々な発電所状態での質量及びエネルギーの放出及び管理、圧力及び温度の管理並びに格納容器熱除去のために、異なる系統が実装されるべきである。

3.65. 以下の推奨事項は、独立性の具体化に寄与している。

- (a) 格納容器の内部の圧力を制御するため又は格納容器からエネルギーを除去するために必要な、深層防護の様々な階層に属する連続した機器等が特定されるべきである。
- (b) このような機器間の共通原因故障に対する脆弱性が特定されるべきであり、また、その影響が分析評価されるべきである。共通原因故障に対する脆弱性は、格納容器の健全性及び放射性物質の放出に対する影響が容認できないと判断される場合には、可能な範囲で取り除かれるべきである。特に、炉心溶融を伴う設計拡張状態の影響を緩和

するために設計された専用の安全上の仕組みは、設計基準事故により引き起こされる格納容器内の状態を緩和するために設計された設備から十分に独立しているべきである。

- (c) 系統間に実装された独立性は、系統の安全作動又は格納容器の状態の監視に必要な計測制御系の共通原因故障に対する脆弱性によって損なわれるべきではない（計測制御系に関する推奨事項の詳細については、4.204～4.241 項を参照）。

早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出に至る可能性のある状態の実質的な排除

3.66. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.31 項に述べられているように、「設計は、早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出に至りうる状態が生じる可能性が「実質的に排除」されるようであらねばならない。」。

3.67. 本安全指針の範囲の面から見ると、そうした可能性には以下のものを含むべきである。

- (a) 高エネルギー現象を伴う状態であって、その影響が合理的な技術的手段の実装によって緩和できないもの
(b) 格納容器バイパスと組み合わさった炉心溶融事故

3.68. 実質的に排除されることを広く要求される状態の代表的な例には、以下のものを含む。

- (a) 格納容器の直接加熱、水蒸気爆発又は水素爆轟の結果、早い段階で格納容器を損傷する可能性のある重大事故状態
(b) 基礎マット又は格納容器バウンダリの溶融貫通の結果、遅い段階で格納容器の健全性を損なう可能性のある重大事故状態⁴
(c) 格納容器が開いた状態、特に停止モードでの重大事故状態
(d) 意図しない格納容器バイパスを伴う重大事故状態

3.69. 専用の安全上の仕組みは、早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出に至る可能性のある状態の実質的な排除に寄与するために、十分な信頼性を有しているべきである。

安全分類

3.70. 3.71～3.75 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 22 を満たすことに関する推奨事項を提示している。より詳細な手引きは、IAEA 安全基準シリーズ SSG-30「原子力発電所の構築物、系統及び機器の安全分類」[14]に示されている。

3.71. 構築物、系統又は機器の故障の影響は、機能の達成及び放射性物質の放出の両方の観点から検討されるべきである。両方の種類の影響が関連する機器等については、期待される信頼性を達成するために必要な安全クラス及び付随する品質要件が、これらの 2 つの種類の影響を十分に考慮に入れて定義されるべきである。放射性物質の封じ込めに寄与しない機器等については、その機能が達成されていないことを想定して、安全クラス及び品

⁴ これらの状態は、その影響が一般には合理的な技術的手段の実装で緩和できるとしても、実質的に排除されるべき状況の特定中にも解析されるべきである。

質要件がその影響から直接導き出される。

3.72. 系統全体に適用される工学的設計規則（例えば、単一故障基準、物理的及び電气的分離、機能的独立性、非常用電源、定期試験）は、系統によって実施される機能が達成されていないことを想定して、系統に割り付けられた安全クラスから導き出されるべきである。

3.73. 安全分類は、一つの安全機能を達成するために必要なすべての系統が、付随するする支援的補助系統を含めて、同じ安全クラスに割り付けられるように、一貫した方法で確立されるべきである。

3.74. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 9 に従って、安全分類された圧力保持設備は、原子力産業界で広く使用されている実績のある規格及び標準に従って設計及び製造されることを要求される（例えば、参考資料[15～17]を参照）。個々の機器に適用される工学的設計及び製造規則は、個々の機器の故障から生じる 2 つの影響（即ち、達成されなかった機能の観点及び放射性物質の放出の観点から）を十分に考慮に入れて選択されるべきである。⁵

3.75. 3.71～3.74 項の推奨事項を実行することに関して及び SSG-30 [14]に記載されている安全分類の観点から、

- (a) 設計基準事故の発生時に、格納容器の隔離、格納容器内の圧力上昇の制御（例えば、格納容器スプレイ系）、格納容器からの熱の除去又は格納容器から最終的な熱の逃がし場への熱の移送に必要な系統は、安全クラス 1 に割り付けられるべきである。
- (b) 設計拡張状態に対して、安全クラス 1 系統への後備機能を提供するために実装される系統は、少なくとも安全クラス 2 に割り付けられるべきである。
- (c) 炉心溶融を伴う事故の発生時に格納容器の健全性を保持するために必要な系統（例えば、容器外炉心冷却系、原子炉冷却材系減圧系、格納容器スプレイ系、格納容器熱除去系、換気空調系、水素爆轟を防止するための系統、熱移送経路）は、少なくとも安全クラス 3 に割り付けられるべきである。
- (d) 放出に対する最後の物理的障壁として設計された格納容器は、安全クラス 1 に割り付けられるべきである。

環境性能保証

3.76. 3.77～3.84 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 30 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.77. 構築物、系統及び機器は、その運転前又は運転中に支配的となることがある環境条件の全範囲において、設計寿命を通じてその機能を実施するために性能保証されるべきであり、そうでなければ、それらの環境条件から適切に防護されるべきである。

3.78. 事故前、事故時及び事故後に支配的となることがある環境条件及び地震条件、発電所の存続期間を通じての構築物、系統及び機器の経年変化、相乗効果並びに余裕がすべて、環境性能保証において考慮に入れられるべきである。より詳細な推奨事項は、NS-G-1.6 [13]及び IAEA 安全基準シリーズ SSG-48 「原子力発電所の経年変化管理及び長期運転計画策定」 [18]に提示されている。

3.79. 環境性能保証は、試験の実施、解析及び工学的判断の使用によるか又はこれらの組

⁵ 国際的な慣行に従い、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部である機器の圧力保持バウンダリは、原子力用途のために産業界により規定された最高度の規格及び標準に準拠して設計及び製造されるべきであるが、故障しても通常の水補給系統により補償できる漏えいをもたらす原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を除く。

み合わせにより実施されるべきである。

3.80. 環境性能保証は、温度、圧力、湿度、放射線レベル、化学的側面、放射性エアロゾルの局所的な蓄積、振動、水の噴出、水蒸気の衝突及び溢水などの諸要因の考慮を含むべきである。余裕及び相乗効果（諸影響の重ね合わせ又は組み合わせに起因する損傷が、個別の影響に起因する損傷の合計を上回ることがある）も考慮されるべきである。相乗効果の可能性がある場合には、材料は最も過酷な影響又は諸影響の最も厳しい組み合わせもしくは連続発生に対して性能保証されるべきである。

3.81. 適切な正当性があることを条件に、経年変化及び性能保証のための試験を加速させる技術が使用される場合がある。

3.82. 様々なメカニズムにより経年変化の影響を受ける機器については、設計寿命及び必要な場合は交換の頻度が定められるべきである。そのような機器の性能保証プロセスでは、試供品は、設計基準事故条件下で試験される前に、設計寿命の末期を模擬するために経年変化させるべきである。

3.83. 一般に、性能保証試験に使用された機器は、その試験の条件及び方法それ自体が容認できない安全性能の劣化に至ることがないことが示されない限り、建設用途に使用されるべきではない。

3.84. 性能保証のデータ及び結果は、設計文書の一部として文書化されるべきである。

規格及び標準

3.85. 3.86 項及び 3.87 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 4.15 項の要件を満たすことに関する推奨事項を提示している。

3.86. 格納容器の構築物及び系統の設計に対しては、国内又は国際的な規格及び標準の適用性及び適性の実証されていることを条件に、当該の規格及び標準が使用される場合がある。選択された規格及び標準は、以下の属性を有するべきである。

- (a) それらは、特定の設計概念に適用可能であるべきである。
- (b) それらは、統合された及び包括的な一群の標準及び判断基準を形成すべきである。
- (c) それらは、望ましくは設計及び建設の規格及び標準の最新版であるべきである（別版が、その使用が適切に正当性証明されていることを条件に、使用されることがある）。

3.87. 関連する規格及び標準は、以下のような分野を対象として、様々な国内機関及び国際機関によって策定されてきた。

- (a) 品質保証
- (b) 材料
- (c) 加圧機器の構造設計
- (d) 土木構築物
- (e) 計測制御
- (f) 環境性能保証及び耐震性能保証
- (g) 供用前及び供用期間中の検査及び試験
- (h) 火災防護

設計における確率論的安全解析の使用

3.88. 確率論的安全解析は、釣り合いのとれた設計を達成するために追加の仕組みを特定

することにより、決定論的手法を補完すべきである。確率論的解析の使用は、決定論的要件に基づく設計手法の代用と見なされるべきではなく、潜在的な安全強化策を特定し、その有効性を判断するためのプロセスの一部と見なされるべきである。

3.89. 確率論的安全解析は、早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出に至る可能性のあるいくつかの状態の実質的な排除を実証するのを支援する際に使用されるべきである。特に、確率論的安全解析は、格納容器バイパス並びに質量及びエネルギーの放出及び管理系の全面的故障を防止する格納容器隔離方策を解析するために使用される場合がある。

3.90. 確率論的安全評価は、炉心溶融を伴う設計拡張状態を緩和する手段が非常に低い故障確率を有していることを確認するために使用されるべきである。これには、関連システム（例えば、格納容器冷却系、格納容器フィルタ付きベント及び従来レベル 2 の確率論的安全評価で考慮されてきたその他の側面）の信頼性の解析を含むべきである。

4. 格納容器及びその関連系統の設計

全般

4.1. 多くの系統は設計に依存しており、その設計原理が異なることがある（例えば、質量及びエネルギーの放出及び管理のための能動的又は受動的系統の使用並びに炉心溶融を伴う事故発生時の炉容器内又は炉容器外の炉心冷却）。それにもかかわらず、異なる技術で同じ安全機能を達成する構築物又は系統は、同じ設計要件に準拠して設計されるべきである。

4.2. 設計基準事故及び設計拡張状態に対する恒設の設計方策とは関係なく、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.28B 項で記載されているように、「設計は、格納容器から熱を除去する能力を回復するために可搬型設備の安全な使用を可能とする仕組みも含まなければならない。」

格納容器及びその関連系統の配置及び構成

4.3. 格納容器及びその関連系統の配置及び構成は、設計に依存しており、また、圧力抑制プールを有する格納容器に依存する原子炉技術の格納容器及びその関連系統と較べて、配置及び構成は、大型ドライ空間を有する格納容器に依存する技術に対しては著しく異なっている。

4.4. 格納容器の配置及び構成を検討するときには、以下の要因が考慮に入れられるべきである。

- (a) 格納容器内の大量のエネルギー及び質量の放出を収容し及び容易にする必要性（4.59～4.89 項を参照）
- (b) 安全系の区分間及び関連するところでは設計拡張状態のための多重的な安全上の仕組み間の適切な分離の提供
- (c) 内的ハザードの影響に対する安全上重要な機器等の位置及びそれらを防護するための方策
- (d) 計画的保守及び運転が要員の過度の放射線被ばくを引き起こすことなく実施できることを確保するために十分な空間及び遮蔽の提供
- (e) 要員の出入り並びに設備の監視、試験、制御、保守及び移動のために必要な空間

の提供

- (f) ろ過されていない漏えいを防止するよう並びに検査及び試験のための接近可能性を確保するよう、格納容器貫通部の数及び位置の最適化
- (g) 発電所の存続期間中に予測される設備の交換を容易にするための方策
- (h) 水及び凝縮水が格納容器サンプに還流することを促進するための水の滞留の最小化
- (i) 液体漏えいの回収及び特定を容易にするための格納容器の下部の設計

保守及び接近可能性

4.5. 4.6～4.10 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 6、32 及び 81 並びに 5.15 項の関連部分を満たすことに関する推奨事項を提示している。許可を持たない者による安全上重要な系統への立入りの防止に関する核セキュリティ推奨事項も、2.15 項及び 3.2 項並びに参考資料[10]に示されているように、安全に関する推奨事項と統合された形で考慮され、実装されるべきである。

4.6. 設計は、以下を行うことによる潜在的な職業被ばくを考慮に入れるべきである。

- (a) 緊急時運転手順書及びシビアアクシデントマネジメント指針の措置を実行に移すこと
- (b) 可搬型設備を接続すること
- (c) 事故発生後、長期間にわたって運転される系統の保守を実施すること

職業上の放射線防護に関するより多くの手引きは、IAEA 安全基準シリーズ NS-G-1.13 「原子力発電所の設計の放射線防護の側面」[19]及び IAEA 安全基準シリーズ GSG-7 「職業上の放射線防護」[20]において提示されている。

4.7. 設計で考慮されるべき保守関連要因には以下を含む。

- (a) 十分な作業空間、遮蔽、照明、呼吸用空気並びに作業用及び近接用足場の提供
- (b) 作業者のための適切な環境条件の提供及び管理
- (c) 危険標識の提供
- (d) 可視警報及び可聴警報の提供
- (e) 通信系統の提供

4.8. 格納容器及びその関連系統の両者への接近可能性は、すべての運転状態に対して考慮されるべきである。作業員への放射線量が線量拘束値内にとどまることを確実なものとする能力は、出力運転中に立入りが認められるかどうか又はそうした立入りが認められるために発電所の停止が要求されるかどうかを決めることになる。

4.9. 出力運転中に格納容器内への立入りが予想されるのであれば、作業員のための必要な放射線防護対処方策及び適切な作業状態が整備されていることを確実なものとするための方策が設けられるべきである。

4.10. 格納容器の健全性を損なうことなく使用できる、格納容器からの緊急脱出経路が少なくとも 1 つ用意されるべきである。

運転員の措置

4.11. 事故が発生したときに、一定の猶予時間内に運転員による何らかの措置が講じられる必要がないようであるべきである。運転員は、いかなる必要な手動介入に対しても、十分な情報を利用できるべきであり、また、何らかの措置を講じる前に発電所内の状態を診断し、分析評価するための十分な時間を持つべきである。

号機間における格納容器系統の構成部品の共有

4.12. 4.13 項及び 4.14 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 33 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

4.13. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 33 で述べているように、「複数号機を有する原子力発電所の各号機は、それぞれの独自の安全系を持たなければならない、また、設計拡張状態に対してそれぞれ独自の安全上の仕組みを持たなければならない。」この要件を満たす例として、事故状態で運転される排気経路を含めて、気体処理系は共用されるべきではない。

4.14. 複数号機の原子力発電所の号機間の相互接続を可能にする手段は、設計では考慮されていない事故の管理を容易にするために設置されるべきである。その例として、格納容器水貯水タンクの再充填のための接続がある。

経年変化の影響

4.15. 4.16 項及び 4.17 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 31 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

4.16. 格納容器及びその関連系統に影響を与える経年変化メカニズムが特定され、設計で考慮に入れられ、また、経年変化管理プログラムに組み込まれるべきである。格納容器は、金属部品の腐食、プレストレスト格納容器のテンドンのクリープ及び圧縮力の低下、エラストマシールの復元力の低下、コンクリートの収縮と割れ及びコンクリートの炭化など、数種の経年変化現象の対象となる場合がある。

4.17. 格納容器の経年変化を管理すること、予期せぬ劣化又は格納容器の挙動を特定すること、可能であれば機器を試験及び検査すること、また、安全特性が経年関連劣化の影響を受けやすい機器等を定期的に交換することに対する対策が講じられるべきである。より詳細な手引きは、SSG-48 [18]に提示されている。

廃止措置

4.18. 原子力発電所の設計には、設備の廃止措置及び解体を容易にするため、また、放射性廃棄物の発生を最小にするための仕組みを組み込むことを要求されている (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 12 を参照)。これらの側面に関するより詳細な推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ SSG-47 「原子力発電所、試験研究炉及びその他の核燃料サイクル施設の廃止措置」 [21]に提示されている。

格納容器の構造設計

一般設計プロセス

4.19. 様々な発電所状態のすべてで到達可能な圧力及び温度は、格納容器及びその関連系統の設計に使用される基本的なパラメータである。設計に使用されるこれら 2 つのパラメータの値は、関連する評価手法及び評価規則を考慮に入れて、発電所状態各々での格納容器の状態の分析評価から導き出される。

4.20. 設計圧力は、最も過酷な質量及びエネルギーの放出を伴う設計基準事故によって発生することになるピーク圧力の値よりも高くなるように定義されるべきである（即ち、設計基準事故に伴うピーク圧力及び余裕）。

4.21. 設計温度は、保守性をもって計算された、最も過酷な質量及びエネルギーの放出を伴う設計基準事故で発生することになる最高温度の値として定義されるべきである。

4.22. 荷重の組み合わせで使用される圧力及び温度のすべての値は、クリフエッジ効果を避けるために十分な余裕を持って決定されるべきであり、また、次のことを考慮に入れるべきである。

- (a) 金属-水反応による化学エネルギーを含む、質量及びエネルギーの両方の観点からの、放出される流体の量及び放出速度における不確かさ
- (b) 構造上の許容差
- (c) 崩壊熱に関連する不確かさ
- (d) 機器に貯蔵されている熱
- (e) 熱交換器で伝達される熱
- (f) 熱伝達率の相関式における不確かさ
- (g) 保守的な初期条件

4.23. 固有の最大漏えい率を設計することは、直線的なプロセス又は純粹に定量的なプロセスではない。事故状態における応力の制限、機器（例えば、隔離弁）の適切な選択、密封材の適切な選択、格納容器貫通部の数の制限及び建設品質の管理を含めた、多くの要因が考慮に入れられるべきである。可能な範囲で、既存の運転データ、経験及び慣例が用いられるべきである。

4.24. 設計圧力及び設計温度に基づいて暫定的に決定された格納容器の機械的挙動（応力及び変形）は、すべての荷重の組み合わせについて検証されるべきであり、また、格納容器の健全性及び気密性に対する工学的判断基準に準拠すべきである。

4.25. 格納容器及びその関連系統の機械的抗力は、定期試験の影響を含めて、発電所の存続期間にわたり予想される事象の範囲及びその予期される確率に関連して分析評価されるべきである。

4.26. 鋼製格納容器では、荷重耐力及び気密性機能は鋼製構造物によって果たされる。金属構造物は、発電所に影響する内的ハザード及び外的ハザードの結果として格納容器の内外で発生する火災及び飛来物から防護されるべきである。

荷重及び荷重の組み合わせ

4.27. 予測される荷重（静的及び動的）（表 1 を参照）は、運転経験及び工学的判断に基づき、発生確率に従って定量化され、グループ分けされるべきである。

4.28. 荷重及び荷重の組み合わせは、以下を考慮に入れて特定されるべきである。

- (a) 荷重の種類（すなわち静的又は動的、全体的又は局所的）
- (b) 荷重が結果的なものか、同時のものか（例えば、冷却材喪失事故の圧力及び温度の荷重）

- (c) ハザードの影響から設備を防護する物理的障壁
- (d) 各荷重の発生時期（複数の荷重ピークが同時に発生し得ないのであれば、それらのピークの非現実的な重ね合わせを避けるため）

4.29. 解析の最後には、荷重及び荷重の組み合わせの数は、適切にグループ分けすることによって減らされる場合がある。解析は、最も過酷な場合のみに対して実施されるべきである。

4.30. 格納容器の鋼製ライナー（該当する場合）は、課される荷重の影響に耐えることができ、また、格納容器の気密性を損なうことなく、格納容器のライナー及びコンクリートの相対的な動きを吸収できるべきである。ライナーは、格納容器の抵抗に関する構造評価において機能保証されるべきではない。

4.31. 事故状態時のライナーの瞬間的な温度上昇によるコンクリート格納容器へのいかなる追加の圧力荷重も検討されるべきである。

4.32. 格納容器の金属ライナー、構造物、貫通部及び隔離弁は、内的ハザードの影響から防護されているべきであるか又は、防護されていなければ、その荷重に耐えるように設計されるべきである。

4.33. 二重壁を有する格納容器の設計については、高エネルギー配管破断によって引き起こされる二重壁間の空間における加圧が考慮されるべきであるが、そのような破断が設計によって除外されていればこの限りでない。

表 1. 設計段階で考慮される格納容器の典型的な荷重群

荷重区分	荷重	備考
供用前の荷重	死荷重	収縮及びクリープの影響を含む、構築物又は機器の質量に伴う荷重（コンクリート格納容器）
	活荷重	例えば、機器の拘束装置に伴う荷重
	プレストレス、 クリープ効果	プレストレストコンクリート構造物のみ
	建設及び保守の荷重	建設設備又は主要機器の保管に起因する一時的な荷重
	試験圧力 試験温度	第 5 章を参照 第 5 章を参照
通常時又は供用時の荷重	逃し安全弁の作動	沸騰水型原子炉のみ
	逃し弁のリフティング	沸騰水型原子炉のみ
	逃し安全弁の空気洗浄	沸騰水型原子炉のみ
	運転圧力	過渡状態及び停止を含む通常運転時
	運転温度	過渡状態及び停止を含む通常運転時
	配管の反力	過渡状態及び停止を含む通常運転時
	風	発電所の存続期間中に発生すると仮定される最大風速。NS-G-1.5 [12]を参照。
	環境及び敷地に関連する荷重	例えば、積雪荷重、地下水面に起因する浮力及び大気温度の極値
	外圧	一次格納容器の内外の圧力変動から生じる荷重
	極端な風速	極端な風速によって発生する荷重（即ち、立地地点に付帯する最大風速）
極端な外部事象に起因する荷重	設計基準地震	NS-G-1.6 [13]を参照
	極端な風速に伴う荷重	付随飛来物も考慮されるべき
	航空機の衝突	NS-G-1.5 [12]を参照
	外部爆発	NS-G-1.5 [12]を参照

表 1. 設計段階で考慮される格納容器の典型的な荷重群（続き）

荷重区分	荷重	備考
事故に起因する荷重	設計基準事故時圧力	設計基準事故時に計算されたピーク圧力
	設計基準事故時温度	設計基準事故時に計算されたピーク温度
	設計圧力	設計基準事故時圧力＋余裕
	設計温度	設計基準事故時温度＋余裕（均一値として適用）
	設計基準事故時の配管反力	NS-G-1.7 [11]を参照
	噴出流の衝突及び/又は配管むち打ち	NS-G-1.7 [11]を参照
	設計基準事故の結果生じる局所的影響	NS-G-1.7 [11]を参照
	設計基準事故に伴う動的荷重	荷重は設計に依存する（例えば、沸騰水型原子炉については、放出管のクリアリング荷重、プールの膨潤、凝縮振動、放出管の「チャギング」）
	設計拡張状態の圧力	最も過酷な状態で計算されたピーク圧力（ピーク値及び時間依存特性）
	設計拡張状態の温度	最も過酷な状態で計算されたピーク温度（ピーク値及び時間依存特性）
	減圧系の作動	一次系の減圧（該当する場合）
	内部溢水	NS-G-1.7 [11]を参照

工学的判断基準

4.34. 4.35 項及び 4.36 項で提案されているように、格納容器及びその付属物（貫通部、隔離系、扉及びハッチ）の気密性及び健全性に関する工学的判断基準は、様々な荷重の組み合わせに対する応力及び変形限界に基づいて定められるべきである。国際的に認められた規格及び標準によって与えられた判断基準を満たすことは、構築物及び機器が意図されたその機能を実施することができるのと合理的な保証を与える。

4.35. 構造健全性及び気密性に関する工学的判断基準が、不確かさを容認するため及びクリフエッジ効果を回避するための適切な余裕をもって満たされていることが実証されるべきである。余裕は一般的に、設計基準事故及び設計拡張状態を決定するために使用される方法論によって及び構築物の限界応力を決定する実証済の規格の使用によって提供されるべきである。

4.36. 設計限度は、期待される性能に従って定義されるべきである（3.46～3.50 項を参照）。設計余裕は、次のいずれか又は両方によって提供されるべきである。

- (a) 応力及び変形を、その材料に対する終局制限値の所定の割合に制限すること
- (b) 荷重係数手法を使用すること（即ち、印加される荷重を特定の係数だけ増加させること）

4.37. 格納容器の構造健全性の設計について、以下のレベルが考慮されるべきである。

- (a) レベルⅠ：弾性範囲。格納容器構造物の永久変形又は損傷が発生しない。構造健全性は、大きい余裕で確保される。
- (b) レベルⅡ：小さな永久変形。局所的な永久変形の可能性がある。レベルⅠの場合よりも余裕は小さいが、構造健全性は確保される。

4.38. 気密性の設計については、以下のレベルが考慮されるべきである。

- (a) レベルⅠ：気密構造。格納容器からの漏えいが設計値⁶を下回り、解析、経験及び試験結果に基づいて内圧と相互に関係づけることができる。
- (b) レベルⅡ：漏えい率の限定的な増大増加可能性がある。漏えい率は設計値を超える場合があるが、解析、経験及び試験結果に基づいて気密性は適切に見積もることができる。

4.39. 詳細な荷重の組み合わせは設計に依存している。表 2 は、加圧水型原子炉の典型的な格納容器に対する一群の推奨される荷重の組み合わせ及び工学的判断基準の最小のものを示している。

4.40. 余裕を持たせるために、SL-2地震⁷及び設計基準事故から生じる荷重は、原子炉冷却材系圧力バウンダリがSL-2地震に起因する地震荷重に耐えるように設計されているため、現実的には一方が他方の結果であり得ないとしても、荷重の適切な統計的組み合わせを使用して（例えば、二乗和の平方根を使用して）組み合わせられるべきであるが、（NS-G-1.6 [13]を参照）。

⁶ この文脈において「設計値」とは、設計目標として設定された漏えい率の値であり、設計圧力及び設計温度の下での放射性物質の放出を判断するために安全解析で用いられる。

⁷ 「SL-2地震」とは、設計に対して考慮されるべき最大地震に付随する地震動のレベルを示すものであり、多くの場合「安全停止地震」と呼ばれる。

表 2. 加圧水型原子炉の典型的な格納容器に対する荷重の組み合わせ及び工学的判断基準

荷重の説明	設計	試験	通常運転	通常運転+極端な風速	SL-2地震 ^a	外圧	DBA	SL-2+DBA	航空機の衝突	火災	外部の爆発	著しい燃料損傷を伴わないDEC	炉心溶融を伴うDEC
死荷重	x ^b	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
活荷重	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
プレストレス (該当する場合)	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
試験圧力		x											
試験温度		x											
持続荷重		x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
運転荷重			x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
運転温度			x	x	x	x			x		x		
配管の反力			x	x	x	x			x	x	x		
極端な風				x									
外圧						x							
SL-2 地震					x			x					
設計圧力	x												
設計温度	x												
DBA 圧力							x	x					
DBA 温度							x	x					

表 2. 加圧水型原子炉の典型的な格納容器に対する荷重の組み合わせ及び工学的判断基準（続き）

荷重の説明	設計	試験	通常運転	通常運転+極端な風速	SL-2地震 ^a	外圧	DBA	SL-2+DBA	航空機の衝突	火災	外部の爆発	著しい燃料損傷を伴わないDEC	炉心溶融を伴うDEC
配管の反力			x	x	x	x			x	x	x		
極端な風				x									
外圧						x							
SL-2 地震					x			x					
設計圧力	x												
設計温度	x												
DBA 圧力							x	x					
DBA 温度							x	x					
DBA 配管の反力							x	x					
航空機の衝突									x				
火災										x			
外部の爆発											x		
炉心溶融を伴う DEC (圧力)													x
炉心溶融を伴う DEC (温度)													x
著しい燃料損傷を伴わない DEC (圧力)												x	

表 2. 加圧水型原子炉の典型的な格納容器に対する荷重の組み合わせ及び工学的判断基準（続き）

荷重の説明	設計	試験	通常運転	通常運転+極端な風速	SL-2地震 ^a	外圧	DBA	SL-2+DBA	航空機の衝突	火災	外部の爆発	著しい燃料損傷を伴わないDEC	炉心溶融を伴うDEC
著しい燃料損傷を伴わないDEC（温度）												x	
鋼製格納容器の工学的判断基準													
構造健全性	I	I	I	I	II ^d	II	I	II	n.a. ^e	II	n.a.	II	II
気密性	I	I	I	I	n.a.	II	I	II	n.a.	II	n.a.	I	II
プレストレスト格納容器の工学的判断基準													
構造健全性	I	I	I	I	II	n.a.	I	II	II	II	II	II	II
気密性	I	I	I	I	n.a.	n.a.	I	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	I	II
プレストレストコンクリート壁のライナーの工学的判断基準	I	I	I	I	II	n.a.	I	n.a.	n.a.	II	n.a.	II	II

注： DBA：設計基準事故；DEC：設計拡張状態；SL-2：耐震レベル2

a 設計に対して考慮されるべき最大地震に付随する地震動のレベルであり、多くの場合「安全停止地震」と呼ばれる。

b x：荷重が考慮されるべきである。

c I：レベルI基準が適用されるべきである。

d II：レベルII基準が適用されるべきである。

e n.a.：該当なし。

局所的な応力及び疲労

4.41. 局所的な応力（溶接領域の、支持構造物近傍の及び形状が変化する領域での応力を含む）及び漏えい率を含む構造物の機械的性能への局所応力の影響が評価されるべきである。

4.42. プレストレストコンクリート製格納容器については特に、以下に注意が払われるべきである。

- (a) 大きな貫通部及び円筒容器と格納容器基礎マットとの間の遷移区域など、事前の圧縮力が低い領域
- (b) 貫通部付近及びテンドンの固定具付近の応力の集中
- (c) 建設中の引っ張り手順

4.43. 金属製ライナーを備えた格納容器については、コンクリートへのライナーの固定箇所及び貫通部などの他の金属構造物へのライナーの接続部も重要な領域である。これらの箇所における応力の局所的な影響が解析され、考慮に入れられるべきである。

究極的な能力及び損傷モード

4.44. 終局耐荷重容量及び封じ込め容量を決定するために、格納容器の構造的挙動の全体的な評価が行われるべきである。この評価は、静的荷重（圧力、温度及び配管の作用）及び動的荷重（地震）を考慮すべきであり、また、余裕を評価するために最も制限となる部分を特定すべきである。

4.45. 大規模な漏えいの可能性のあるメカニズムを特定するため、局所的な影響、熱勾配及び設計の詳細も考慮されるべきである。この点に関しては、配管貫通部、軟質密封材、電気貫通部及び構造上の特異点の挙動に特別な注意が払われるべきである。

4.46. ライナーの引裂き、貫通部の破損、鉄筋の破損、局所的なコンクリートの破損及びテンドンの破損など、様々な損傷モードが解析されるべきである。可能な範囲で、損傷は壊滅的なものであるべきではなく、また、放射性物質を保持する系統及び機器に追加的な損傷を引き起こすべきではない。

格納容器内の構造物の構造設計

4.47. 格納容器内での質量及びエネルギーの大規模な放出可能性に対して、また、別々の部屋間で起きる可能性のある圧力差に内部の構造物が耐える必要性に対して考慮がなされるべきである。各部屋について、最も好ましくない破断位置が検討されるべきである。部屋の間は開口部は、設計段階では保守的な手法によって検討されるべきであり、また、建設が完了した後に、意図されていない障害物がないことが検証されるべきである。

4.48. 内部構造物が事故状態に付随する荷重に耐える必要性に対して、また、高エネルギーの排出物又は配管の破断により引き起こされる動的荷重（例えば、安全弁及び逃し弁の放出配管から圧力抑制プールへの水の流入、プール水の膨潤、凝縮水の振動、チャギング及びその他の関連する水力現象）に耐えるように、配慮が払われるべきである。

4.49. 炉心溶融を伴う設計拡張状態の場合、格納容器内の構造物への荷重は、個別の設計で採用されている溶融炉心に対処するための戦略に依存している。

4.50. 表 2 で与えられた気密性及び健全性に関する荷重の組み合わせ及び工学的判断基準は、炉心溶融を伴う設計拡張状態が発生したときに満たされるべきであり、溶融炉心の保持のための設計戦略（即ち、容器内保持又は容器外保持）のどちらに対しても、格納容器バウンダリ又は基礎マットの溶融貫通の状態が実質的に排除されるべきである（3.68 項を参照）。

容器内保持戦略

4.51. この戦略では、溶融炉心からの熱は原子炉圧力容器の壁を通して除去される。この戦略は、原子炉圧力容器の外部冷却を可能にするために原子炉キャビティを冠水させることを要求する。キャビティの壁の機械的荷重及び熱荷重が考慮されるべきである。キャビティから熱を除去し、キャビティ及び格納容器の加圧を回避するための仕組みが含まれるべきである。

4.52. キャビティの構築物及び容器内保持戦略のために使用される系統は、大量放出を避けるために最終的に必要な機器等と見なされるべきである。その結果として、これらの機器等は、設計余裕が SL-2 地震を超える地震荷重に対処するのに十分であるように設計されるべきである (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.21A 項を参照)。

容器外保持戦略

4.53. この戦略では、格納容器には原子炉圧力容器の外側に溶融炉心を収容して冷却する専用の容器外保持構造物が備えられるべきである。

4.54. 容器外保持構造物は、コンクリートと溶融炉心との相互作用による可燃性気体の生成を最小にするように設計されるべきである。

4.55. 容器外保持戦略に必要な構築物及び冷却系は、溶融炉心を安定化して内部に封じ込めることに関して、適切であるべきであり、また、設計されるべきである。

4.56. 容器外保持戦略に使用される構築物、機器及び材料は、容器外保持構造物の様々な構成要素への溶融炉心の浸入によって引き起こされる様々な荷重及び影響に耐えるのに適したものであるべきである。

4.57. 容器外保持戦略に必要な構築物及び機器は、大規模放出を回避するために最終的に必要な機器等と見なされるべきである。その結果として、これらの機器等は、設計余裕が SL-2 地震を超える地震荷重に対処するのに適切であるように設計されるべきである (SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.21A 項を参照)。

系統の構造設計

4.58. 格納容器系については、一群の代表的な荷重及び荷重の組み合わせ並びに一群の適切な工学的判断基準が、すべての関連する事故状態を考慮に入れて、格納容器の構造設計に使用されるものと同様の手法で定められるべきである。

質量及びエネルギーの放出及び管理

4.59. 「質量及びエネルギーの放出及び管理」は、格納容器内のエネルギー収支に影響を与え、収支を取ることでより圧力及び温度を容認限度内に維持する役割を果たす、格納容器の設計上の仕組みの管理を説明するために使用される用語である。

運転状態での圧力及び温度の制御

4.60. 発電所の通常運転中は、格納容器内の圧力及び温度を原子力発電所の運転に対して規定された運転上の制限値及び条件の範囲内に維持するために、換気系統が運転されるべきである。

事故状態での圧力及び温度の制御

4.61. 質量及びエネルギーの放出及び管理のための系統の設計上の性能は、事故の発生時に、事故発生後の合理的な期間（通常は数日）内において、格納容器内の圧力及び温度が所定の制限値以内に制御でき、格納容器を減圧した状態で安定状態に到達できるように定められるべきである。

4.62. これらの構築物、系統及び機器の設計は、それらが動作するように設計されている発電所の状態区分に関連する仕様書に準拠すべきである。これらの設計に適用される推奨事項は、本安全指針の第3章に提示されている。

4.63. 事故状態における圧力及び温度制御の戦略は、固有の安全上の仕組み、能動的若しくは受動的な安全系若しくは安全上の仕組み、又はこれらの設計選択肢の組み合わせの使用に依存する。典型的な設計選択肢は、4.64～4.89項に記載されている。

固有の質量及びエネルギーの放出及び管理の仕組み（大きな乾燥空間を有する格納容器）

4.64. 格納容器内の空間の自由体積は、想定される配管破断事象後のピーク圧力を決定する主要な物理パラメータである。そのため自由体積は、格納容器内のエネルギー及び質量の大量放出に対応するために設計された固有の安全上の仕組みとして使用できる。格納容器の体積が小部屋に細分化されているのであれば、破壊板又はルーバが実装されるべきである。これらの破壊板又はルーバは様々な部屋の室内圧力の迅速な均等化を達成するために、また、格納容器の全自由体積を活用するために、エネルギーが放出されたときに所定の圧力で迅速に開くように設計されるべきである。

4.65. 格納容器及びその内部構造物並びに格納容器内に貯蔵された水は、受動的な熱の逃がし場として作用する。配管破断事故を想定した状態では、構造物及び構造物の構成機器の熱伝導度及び熱容量は、圧力及び温度を決定する際の重要なパラメータである。熱伝達の主なメカニズムは、露出した表面での水蒸気の凝縮であり、構造物の熱伝導度が熱伝達の手速を決定する際に重要な役割を果たす。塗布材又は隙間の影響など、構造物への熱伝達に影響を与える可能性のあるすべての条件は、設計において保守的な方法で考慮されるべきであり、適切な余裕が適用されるべきである。

スプレイ系

4.66. 質量及びエネルギーの放出及び管理に関して、スプレイ系は以下を達成するように設計されるべきである。

- (a) 大きな乾燥空間を有する格納容器に対しては、事故状態における格納容器内のピーク圧力及び高圧継続時間を制限する。
- (b) 圧力抑制プール系を有する格納容器に対しては、「ドライウエル」及び「ウェットウエル」（4.71項を参照）内の高圧の継続時間を制限する。
- (c) 圧力抑制プール系を有する格納容器に対しては、ドライウエル内の温度を制御する。

4.67. スプレイ系は、事故時に水蒸気流入する可能性のある格納容器の自由体積の大部分が水でスプレイできるように設計されるべきである。

4.68. スプレイのヘッダー及びノズルは、水滴の均一な分布を与えるように設計されるべきであり、その水滴は、落下中に大気との熱平衡に迅速に到達するのに十分なほど小さいものであるべきである。

4.69. 格納容器スプレイ系の最初の水源は通常、大型の貯蔵タンク又は圧力抑制プールである。その後、スプレイ系は再循環モードで運転され、格納容器サンプ又は圧力抑制プール内の適切な集水箇所から水を取水する場合がある。

4.70. 再循環モードで運転するように設計されたスプレイ系については、スプレイノズルは、取水スクリーン及び取水フィルタを通過してノズルに到達可能な破片による目詰まりを防止するように設計されるべきである。

圧力抑制プール系

4.71. 圧力抑制プール系を持つように設計された格納容器は、ドライウエル及びウェットウエル

の別々の2つの部屋に分割されている。2つの部屋は通常、互いに隔離されている。ドライウェル内の圧力がウェットウェル内の圧力よりも十分に高い時に、水蒸気及び気体がドライウェルからウェットウェルに流れ、水蒸気はプール水中に凝縮する。一部の設計では、ウェットウェル内の圧力がドライウェル内の圧力よりも高くなれば、ドライウェルとウェットウェルとの間にも相互作用が発生する。一部の格納容器設計では、圧力抑制プールは、安全弁又は逃し弁から排出される水蒸気を捕集するためにも又は非常用炉心冷却系、崩壊熱除去系及び格納容器スプレイ系の再循環用の水を供給するためにも使用される。水蒸気及び気体が圧力抑制プールの水中に排出されるとき、水力学的及び圧力の複合的な過渡現象が発生する。

4.72. 質量及びエネルギーの放出及び管理に関して、圧力抑制プールは、設計基準事故の発生時にドライウェル及びウェットウェルの両方の設計圧力を超えないように設計されるべきである。実際には、以下のことが考慮に入れられるべきである。

- (a) ドライウェルと圧力抑制プールとの間のベントの流量断面は、ブローダウン中の最大圧力を制限するような大きさとされるべきである。
- (b) 圧力抑制プール内の水の量は、設計基準事故時（例えば、冷却材喪失事故発生時）に放出されたすべての水蒸気を凝縮させ、常用、非常用又は予備の残留熱除去系が熱平衡を回復できるまでの十分な時間、原子炉からの残留熱及び潜熱の吸収を可能にするのに十分な量であるべきである。

4.73. ドライウェル及びウェットウェルの設計並びに接続部の仕組みは、水力学的応答及び動的荷重が解析及び試験によって確実に決定できるようなものであるべきである。

4.74. 様々な発電所状態での圧力抑制プールの水力学的応答及び圧力抑制プールにかかる荷重が決定され、設計で考慮されるべきである。

4.75. 圧力抑制プール系の構造設計は、プール、格納容器全体及びその他の関連システムが、想定されるすべての事故状態を含むすべての発電所状態において機能し続けることを保証するようなものであるべきである。

4.76. 圧力抑制プール系は、想定事故状態が発生したときにドライウェルからウェットウェルへの水蒸気及び気体の経路が、ウェットウェルの水プール内の水中ベントを通過するように設計されるべきである。

4.77. ドライウェルとウェットウェルとの間で水中ベント配管を迂回するあらゆる漏えいは、最小にされるべきであり、また、設計で考慮されるべきである。

4.78. 圧力抑制プール系の水保有量の他機能のための使用は、事故状態発生時にドライウェル内の圧力を制御する手段を提供するという、その主要な機能の性能を損なうべきではない。

4.79. ドライウェルは、スプレイ系の運転中に、意図的又は不注意のいずれでもドライウェル内の水蒸気の凝縮によって引き起こされる、過剰な負圧に耐えられるように設計されているか、又は（例えば、自動真空破壊弁によって）防護されているべきである。

格納容器熱除去系

4.80. 格納容器熱除去系は、格納容器から熱を除去し、熱を冷却経路に又は直接最終的な熱の逃がし場（例えば、大気、海、河川）に伝達するように設計されるべきである。

4.81. 格納容器の壁を横切る配管は、格納容器の延長部と見なされるべきであり、また、格納容器構造物自体に適用されているものと同程度の構造健全性及び気密性の仕様の対象であるべきである。

事故状態下での再循環モードで動作する系統

4.82. ポンプの最小かつ適切な正味吸込み水頭が、再循環ポンプの運転が必要なあらゆる事故状

態下で確保されるべきである。ポンプの最小正味吸込み量は、ストレーナフィルタの表面上の破片の蓄積の可能性を考慮に入れて計算されるべきである。

4.83. 吸込み装置は、キャビテーションを最小に抑え、再循環系を塞ぐか又は損傷を与える可能性のある異物（例えば断熱材）の侵入を防ぐように設計されるべきである。

4.84. サンプスクリーン又はストレーナフィルタの目詰まりを避けるために、配管、機器断熱材及び取水サンプスクリーン又はストレーナフィルタ自体の設計において、特別な注意が払われるべきである。さらに、サンプ又は圧力抑制プールの水化学及び温度によって決定される化学的影響並びに金属機器の腐食又は浸食及びサンプ等の破片との相互作用に、考慮が与えられるべきである。格納容器内で使用される材料（例えば、断熱材、塗料）も慎重に検討されるべきである。設計では、サンプスクリーン又はストレーナフィルタでの目詰まり増大を生じる可能性のある、これらの材料の特定の組み合わせを避けるべきである。4.195～4.202 項を参照。

4.85. 炉心冷却に関しては、燃料集合体の流路閉塞の可能性に対するサンプスクリーン又はストレーナフィルタを迂回する破片の影響が考慮に入れられるべきである。

4.86. 格納容器の壁を横切る配管は、格納容器隔離装置及び冷却用の十分な水保有量を維持するために外部再循環ループ内の漏えいを隔離するのに必要な装置で装備されるべきである。隔離不可能な漏えい（例えば、格納容器貫通部と隔離弁との間）は、設計（例えば、保護管の配備）により防止されるべきである。

受動的な仕組みで動作する格納容器熱除去系

4.87. 鋼製のシェルを有する格納容器については、事故状態下で格納容器内に放出された熱は、鋼製シェルを介して受動的に除去できる。空気の内循環経路を提供することによって熱を除去するように設計された二次外部構造物（煙突効果）も必要である。

4.88. 格納容器の内壁に多数の熱交換器を設置して、格納容器から熱を除去することもできる。この熱交換器は、自然循環によって格納容器の外側の受動的な冷却復水器に熱を伝達する。

4.89. 受動的な格納容器冷却が採用される場合には、以下の点が考慮されるべきである。

- (a) 格納容器内で発生する熱を輸送するため並びに格納容器内部の雰囲気及び構造物を冷却するために、設計は冷却面の面積が十分なものであることを確保すべきである。熱伝達係数は保守的に決定されるべきである。
- (b) 格納容器内の必要な自然循環及び外側の熱の逃がし場への必要な自然循環は、すべての関連する発電所状態に対して、また、立地評価で特定されたものであって、そのような受動的な熱伝達が必要なあらゆる環境状態（例えば、雰囲気温度、湿度）に対して確保されるべきである。
- (c) 凍えるような外部条件の可能性が、すべての発電所状態に対して考慮されるべきである。
- (d) 安全機能が果たされるとの高い確信度を達成するために、想定しうる有害な影響及び損傷モードを特定し、排除するために徹底した解析が行われるべきである。

放射性物質放出の制御及び制限

4.90. 格納容器及びその関連システムは、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 55 に従い、様々な発電所状態に対して規定された、放射性物質の放出を防止し、制限する目的を満たすように設計されることを要求される。

4.91. 放射性物質の放出に対して関連する制限値の遵守は、関連する発電所状態に合わせて設計された方策を利用保証することのみにより実証されるべきである。この実証は、発電所状態区分に適用されるモデル及び解析規則を用いて行われるべきである。

4.92. 放射線被ばく及び放射性物質放出を最小化するために必要な設計方策は、（放射性物質放出の規模、放射性核種の同位体組成及びそれらの物理化学的形態に関して）各発電所状態に特有

の異なるソースタームを考慮に入れるべきである。

4.93. 格納容器の気密性に関してあらゆる潜在的な弱点を特定し、そのような弱点を排除する方法を決定するために、格納容器からの潜在的な放射性物質放出の分析評価が設計基準事故及び設計拡張状態に対して行われるべきである。

格納容器のソースターム

4.94. 格納容器の全体的な性能、特に放射性核種の管理対策を設計するために、格納容器から放出されると想定される放射性核種の量及び同位体組成（即ちソースターム）が、考慮されるべき様々な事故状態に対して評価されるべきである。

4.95. 設計基準事故に対して、ソースタームは、炉心及び安全系の期待される挙動の保守的な解析によって見積もられるべきである。関連パラメータ（例えば、系統内の放射性核種の保有量及び漏えい率について）の初期条件は、原子力発電所の運転に対して規定された運転上の制限値及び条件の枠組みの中で、より好ましくない値に基づくべきである。

4.96. 格納容器内の放射性核種の物理化学的形態の予想される進展は、最新の知識（例えば、特定の塗料が有機ヨウ素の生成を強めることが知られている）を考慮に入れて分析評価されるべきである。

4.97. ヨウ素はいったん格納容器内の水プールに捕捉されると、適切な pH 条件が維持されなければ、中長期的に再び揮発する可能性がある。したがって、事故時に水プールの pH を変化させる可能性のあるすべての条件が分析評価されるべきであり、必要であれば、水プールの pH をアルカリ性に保つ手段が具備されるべきである。

格納容器の気密性

4.98. 格納容器及びその関連系統は、漏えいを最小にし、また、ろ過されずに環境に至る漏えい経路の形成を可能な範囲で回避するように設計されるべきである。

4.99. 環境への放射性物質の放出を制限するための効果的な方法は、発電所の運転期間を通じて漏えい率を保守的な所定の制限値未満に維持することである⁸。漏えい率は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 55 に記されている目的が満たされることを確実なものとするのに十分に小さくあるべきである。

4.100. 設計段階では、安全限界漏えい率を十分に下回る目標漏えい率（即ち、事故状態から発生する可能性のある放射性物質の放出の分析評価で想定される漏えい率を十分に下回る）が設定されるべきである。この余裕は、設計段階又は建設段階でなされる予定外の改造が実際の漏えい率を安全限界漏えい率に近づかせるという可能性を低減させるために定められるべきである。

4.101. 漏えい経路の数を制限するために、格納容器壁の貫通部の数は、4.4(f)項に示されるように最適化されるべきである。貫通部の外部の延長部は、放射性物質の放出が起きる前にいかなる漏えい物も捕集及びろ過するために、少なくとも最初の隔離弁までは閉鎖された建屋内に設置されるべきである。

4.102. 隔離装置、エアロック及び貫通部の漏えい率は、安全上の重要性及び格納容器の総合的な気密性に対する重要性を考慮に入れて指定されるべきである。

4.103. 設計には、4.154～4.166 項に記載されているように、事故が発生したときに格納容器の隔離を確実なものとするための適切な隔離装置を含めるべきである。

⁸ 加盟各国で適用されているそのような制限値の例としては、鋼製格納容器又は鋼製ライナー付きコンクリート格納容器については、設計圧力で 1 日当たり自由気体及び水蒸気の格納質量の 0.25～0.5%の全体的漏えいであり、鋼製ライナーのないプレストレストコンクリート製格納容器については、1 日当たり 1.0～1.5%の全体的漏えいである。

二次格納建屋

- 4.104. 原子力発電所のいくつかの設計には二次格納建屋を含むものがあり、それは、一次格納容器が完全に又は部分的に二次エンベロープ内に囲まれる配列である。このような設計における二次エンベロープの目的は、一次格納容器が損傷した場合に一次格納容器の機能を引き継ぐのではなく、一次格納容器からの潜在的な漏えい物の回収及び排気筒を通してろ過された放出を可能にすることである。このような設計選択肢が実装されるときには、二次封じ込め構造物も格納容器の遮蔽構造物として設計できる。
- 4.105. 二次格納建屋が設けられるときは、可能な範囲で直接漏えい（即ち、格納容器から直接外部への漏えい経路）は防止されるべきである。
- 4.106. 部分的な二次格納建屋（即ち、一次格納容器を完全に取り囲んでいない建屋）を採用するときは、エンベロープは、一次格納容器の中で漏えいしやすい領域（例えば、貫通部領域）を取り囲むべきである。
- 4.107. 直接漏えいの制御及び二次格納エンベロープの気密性について、判断基準が設定されるべきである。これらの基準が満たされていることが定期的に試験することにより検証されるべきである。
- 4.108. 二次格納建屋に付帯する系統は、事故状態に一次格納容器から漏れ出た放射性の物質を含む気体を収集、ろ過及び排出するように、また、漏えいした液体を一次格納容器にポンプで送り戻せるように設計されるべきである。
- 4.109. 二次格納建屋の効率を最大にするために、フィルタ付き換気系が設計基準事故時に負のゲージ圧力を維持するように備えられ、設計されるべきである。設計拡張状態については、負のゲージ圧力が封じ込め容積内で達成、維持できないのであれば、結果として生じる環境へのろ過されていない漏えいが放射線影響の計算において考慮に入れられるべきである。
- 4.110. 封じ込め容積は、二次格納建屋の気密性を監視できるようにするために、通常運転時には負のゲージ圧力に保たれるべきである。

格納容器バイパス

- 4.111. 格納容器バイパス事象は、一次冷却材及びそれに付随する核分裂生成物が処理されずに外側の雰囲気へ逃れ出るときに発生する。
- 4.112. 格納容器バイパスを伴い、早期の放射性物質放出又は大量の放射性物質放出に至る条件が実質的に排除されていることを実証するために、適切な設計方策が講じられるべきである。
- 4.113. 高濃度に汚染された液体又は気体を循環させる格納容器外側のあらゆる配管は、事故状態下でも気密であるように設計されるべきである。荷重及びプロセス条件が適切に考慮され、組み合わせられるべきである。
- 4.114. 格納容器の開放条件（例えば、機器ハッチ、燃料移送管）は、特定されるべきであり、また、格納容器の雰囲気中への放射能の放出を伴う事故が発生することを防止するために適切なものであるべきである。これに代わるものとして、格納容器は、迅速に閉鎖されることが可能であるべきである。
- 4.115. インターフェース系統における冷却材喪失事故の可能性がある経路は、格納容器内で系統を再配置するか又は低圧系統の設計圧力を原子炉冷却材系の圧力を上回る値に上昇させることによって、可能な限り防護されるべきである。インターフェース系統での冷却材喪失事故に対して、残っている経路で想定しうるあらゆる経路については、格納容器外側での漏えいを防止又は停止することに対して信頼性の高い方策が実装されるべきである。
- 4.116. 加圧水型原子炉では、蒸気発生器の伝熱管破断は、放射性物質放出に至る可能性のある潜在的な格納容器バイパス事象と見なされる。このような事象の発生頻度が低いことを確実なものとするために、予防的な設計方策が実装されるべきである。発電所の設計は、放射性物質の放

出を最小化するために影響を受けた蒸気発生器の急速な隔離を容易にするべきであり、この放出は、関連する発電所状態に対して定義された放出限度を超えるべきではない。

4.117. 格納容器の多くの設計には、事故時に原子炉容器への再注入のために又はスプレイ系若しくは熱除去系の長期間の運転のために、格納容器内の収集位置から直接又は熱交換器を介してのいずれかで水を再循環させるための系統を含んでいる。これらの再循環系の一部は、格納容器の外側に配置される可能性があり、このとき格納容器の外側のポンプ、弁又は熱交換器から放射性物質が放出される可能性を生じさせる。この種の設計が使用される場合、(i)そのような漏えいにより生じる環境への制御不能ないかなる放射性物質の放出も最小にするため、(ii)定期的に様々な機器の耐漏えい性を試験するため、また、(iii)保証された手段によって不意の漏えいを検出し、隔離するために、方策がとられるべきである。

格納容器雰囲気中の放射性物質の低減

全般

4.118. 深層防護概念の適用として、また、格納容器の気密性を確実なものとするために講じられる対策に加えて、格納容器雰囲気中の放射性物質の保有量を減らすために対策が講じられるべきである。

4.119. 一般に、単一の系統では空气中放射性物質の濃度を低減するには不十分であり、複数の系統が採用されるべきである。(既設の及び新規設計の)水冷却型原子炉で空气中放射性物質の低減に使用される方法は、次の通りである。

- (a) 表面への沈着
- (b) 格納容器スプレイ系
- (c) 圧力抑制プール
- (d) 換気系及びベント系

4.120. 空气中放射性物質の濃度低減のための能動的な系統は、発電所の通常運転中にそれらが待機状態となっている間に試験されることが可能であるべきである。

表面への沈着

4.121. 格納容器及びその内部機器は、沈着のための大きな表面積を有するため、空气中放射性物質の除去のための第一のメカニズムを提供する。格納容器構造物に起因する沈着係数及び脱着係数は、表面への放射性核種の堆積について利用可能な最良の知識に保守的に基づくべきである。格納容器及びその内部構造物の表面は、可能な限り除染されることができるときである。

格納容器スプレイ系

4.122. 放射性物質の放出の制御という点で、格納容器スプレイ系は、空气中の放射性物質を格納容器の雰囲気から除去し、それらを格納容器サンプル又は圧力抑制プールの水中に保持することにより、空气中放射性物質の量を低減させることを意図されている。これは、格納容器から大気中への漏えいにより生じる放射線影響を制限することに役立っている。

4.123. 格納容器スプレイ系の設計において考慮されるべき重要なパラメータは、スプレイが覆う範囲、スプレイの水滴の大きさ、水滴の滞在時間及びスプレイ媒体の化学組成を含む。さらに、以下の推奨事項が留意されるべきである。

- (a) 雰囲気からの放射性核種の除去を強化するため、通常はスプレイ水に化学物質が添加されるべきである。放射性ヨウ素は、個人線量の面で潜在的な影響があるため特に重要である。化学物質を添加する系統は、放射性ヨウ素の溶解を最大限にするように、また、事故後に長期的にわたって放射性ヨウ素が溶液から放出されることがないようにサンプルの化学的性質又は圧力抑制プールの化学的性質を維持するように設計されるべきである。

- (b) スプレイ水に添加されるあらゆる化学物質は、事故後に短期的にも長期的にも格納容器内に存在する材料に対して非腐食性であるべきである。腐食は、重要な構造機器の強度を低下させ、安全系の運転を阻害することがあるだけでなく、可燃性気体及びその他の望ましくない物質を発生させることもある。

圧力抑制プール

4.124. 格納容器内の雰囲気の水蒸気の凝縮のために気泡化される水プール又はタンクは、放射性物質の除去の有効な手段と見なされるべきである。しかし、これは水及び水蒸気の熱力学的条件に依存するため、このようなプロセスの効率を評価する際には注意が払われるべきである。例えば、水のサブクール度及びそれに伴う水蒸気の凝縮効率は、圧力抑制プールの吸収効率に大きな影響を与える。

換気系及びベント系

4.125. 換気系が、事故状態下での職業被ばく及び公衆被ばくを低減するために排気空気を浄化するのに使用される場合、フィルタは、事故に関連して使用する前に、汚染物質でいかなる過荷重をも起さないように設計され、維持されるべきである。

4.126. 換気系は、必要であれば、空気フィルタの入口で温度が露点未満に下がるのを防ぐための設備（例えば、フィルタ手前の湿分分離装置及び予熱装置）を装備されるべきである。

4.127. ヨウ素フィルタの収着材の効率は、適切と思われる場合には、事故状態を模擬した実験室試験で実証されるべきである。フィルタ系を設置位置で定期的に試験するために、方策が講じられるべきである。

4.128. 換気系は、二次格納建屋からの空気を捕集し、ろ過し及び排出するために頻繁に使用され、このことが、格納容器からの漏えいの結果として、事故状態において空气中放射性物質で汚染されることになる可能性がある。このような場合については、4.154～4.166項の推奨事項が適用される。

4.129. 格納容器ベント系が設置される場合、この系統は環境への放射性物質の放出を最小化するように設計されるべきである。系統の設計には、砂、多段ベンチュリ型洗浄集塵系、高性能微粒子フィルタ若しくはチャコールフィルタ又はこれらの組み合わせなどの濾過系を含む可能性がある。放出された気体の流れが水プールでスクラビングされるのであれば、高性能微粒子フィルタ、サンドフィルタ又はチャコールフィルタは必要ない場合がある。

4.130. 希ガスはろ過できないが、さらなる放射性崩壊が起きるまでそれらの放出を遅らせるための系統の使用に考慮が払われるべきである。

可燃性気体の管理

4.131. 4.132～4.150項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 58 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

可燃性気体の発生

4.132. 可燃性気体の潜在的な放出源並びに格納容器及びそうした気体によって引き起こされる関連事故状態の緩和に必要な系統への放出に付随する脅威が、様々な発電所状態に対して特定されるべきである。

4.133. 可燃性気体の発生源は、以下の現象を考慮に入れて特定されるべきである。

- (a) 炉心における水の放射線分解
- (b) サンプ又は圧力抑制プールにおける水の放射線分解

- (c) 炉心構成要素及び原子炉圧力容器内部構造物の金属－水反応
- (d) 格納容器内の材料との化学反応
- (e) 一次冷却材に溶解した水素の脱気
- (f) 一次冷却材の水化学管理に使用される水素タンクからの放出
- (g) 水素及び一酸化炭素を生成する、熔融炉心とコンクリートとの間の相互作用

4.134. 可燃性気体の発生及び時間の関数としての発生量が、設計基準事故及び設計拡張状態について計算されるべきである。気体発生のようなメカニズムの不確かさは、各メカニズムに対して十分な余裕の使用により考慮に入れられるべきである。炉心熔融を伴う設計拡張状態については、水素発生に関係する不確かさは、部分的に損傷を受けた炉心の高温での冠水、炉心劣化の後期段階、原子炉圧力容器下部ヘッド内の残留水への熔融炉心物質の崩落並びに熔融炉心物質とコンクリートとの長期的な相互作用などの現象と関連付けられている。

4.135. 格納容器及び関連する事故状態の緩和に必要な系統に及ぼす可能性のある気体の燃焼の影響が評価されるべきである。そのような影響は、可能な範囲で防止されるべきであるか、又は制限されるべきであり、これらの影響を緩和することができないときは、燃焼が発生する状態が実質的に排除されるべきである。

炉心熔融を伴う設計拡張状態での可燃性気体による脅威

4.136. 格納容器に対する脅威は、原子炉の技術及び設計に依存しているが、通常は大量の非凝縮性気体の生成及び可燃性気体の様々な燃焼領域から生じる高圧及び熱荷重によって引き起こされる。これらの原因は両方とも考慮されるべきであり、格納容器への影響及びそのような状態の緩和に必要な系統への影響が分析評価されるべきである。

4.137. 気体混合物の可燃性の条件が満たされていないことが実証されたとしても（例えば、低水素濃度、高水蒸気濃度又は低酸素濃度の場合）、それにもかかわらず非凝縮性気体による過圧は関連性がある。例えば、不活性格納容器については、通常の出力量中に不活性ガスが存在し、酸素が存在しないため、水素燃焼の確率は低く、そのような型式の格納容器に対して、第一の脅威は、小さな容積中の非凝縮性気体の大量生産によって引き起こされる高速の過圧である。

4.138. 格納容器に及ぼす燃焼の全体的及び局所的な影響（静圧荷重、動圧荷重及び熱荷重）及び炉心熔融を伴う設計拡張状態の影響の緩和に必要な安全上の仕組みが、検討されるべきである。

4.139. 可燃性気体の管理に必要な各種の手段の性能及び効率を設計する一般的な手法は、以下の推奨事項を考慮に入れて、気体濃度の制限値に基づいているべきである。

- (a) 水素燃焼は、可燃性の条件を超えたとき（例えば、乾燥空気中で水素濃度が体積比で 4%を超える）に想定されるべきである。
- (b) 火炎加速現象の状態及び高い動的圧力荷重の状態に達しない限り、低速火炎領域での全水素燃焼に対して計算された断熱等積完全燃焼圧力曲線が、全体的及び局所的な圧力限界荷重を定義するために用いられるべきである。
- (c) 水素が蓄積する可能性のある区域では、爆燃から爆轟の遷移又は爆轟に至る可能性のある火炎加速現象の状態が、可能な範囲で防止されるべきである。そのような状態に達する可能性のある区域については、爆轟、爆燃から爆轟への遷移又は高速の燃焼領域が格納容器又はその関連系統の構造健全性を脅かすものに至るおそれがないことを実証することを目的として、詳細な解析及び計算が行われるべきである。
- (d) 格納容器の内部で安全な状態に到達するために、格納容器の自由体積中の可燃性気体の平均濃度を乾燥空気中の気体可燃性限界未満（例えば、水素の場合は 4%未満）に低減させるように、可燃性気体を除去する手段の性能及び効率が設計されるべきである。

4.140. 低速火炎領域での燃焼、火炎加速を伴う高速燃焼領域又は爆燃から爆轟への遷移領域など、様々な燃焼領域の発生可能性を分析評価するために、計算及び解析は、気体発生、気体生成

時間履歴及び気体濃度分布を対象範囲とすべきである。

4.141. 水蒸気濃度が低下している間の水素燃焼の脅威が、格納容器熱除去系の運転に関して理解され、検討されるべきである。

4.142. 燃焼の脅威を評価するときは、格納容器からの可燃性気体の漏えい及び放出も考慮に入れられるべきである。

水素燃焼の緩和対策及び格納容器の健全性を脅かす水素燃焼の防止対策

4.143. 水素の発生を最小に抑えるために、水素燃焼を緩和するために、また、格納容器の健全性を脅かす可能性のある燃焼領域を実質的に排除するために、材料の選択、格納容器内の自由空間、除去、移送、均一化及びベント操作などの各種の対策が講じられるべきである。

4.144. 水素を制限及び除去するための手段が必要なところでは、炉心溶融を伴う設計拡張状態が発生したときに水素濃度を制限するために必要な手段は、設計基準事故に必要な手段とは独立であるように設計されるべきである。4.143 項に記載されている対策の性能及び効率は、4.139 項に示されている濃度制限値の遵守を確実なものとするように設計されるべきである。さらに、これらの対策の性能及び配置は、格納容器の健全性及び気密性が安全性の実証で考慮された制限値内に維持されるようなものであるべきである。

除去

4.145. 十分な数の静的手段（例えば、触媒式水素再結合器）及び動的手段（例えば、イグナイター）が備えられるべきである。これらの静的手段及び動的手段は、可燃性気体の濃度を低減させる際の有効性に関して、格納容器内に適正に分布配備されるべきである（例えば、放出位置の近傍、格納容器の内部の部屋間の予想される対流経路の近く、格納容器周辺部とともにドーム区域、及び大きな室内での様々な高さで）。

4.146. 再結合器又はイグナイターの数及び位置決めは、可燃性気体の分布についての十分詳細な解析に基づいて正当性証明されるべきである。

4.147. 熱負荷（燃焼炎又は再結合器からの高温排出気体起因の）が、格納容器ライナー（又は格納容器の鋼製シェル）、格納容器貫通部又は炉心溶融を伴う事故の緩和及び監視に必要なあらゆる機器及びケーブルに損傷を与えることができないように、配置対策が具体化されるべきである。

均一化

4.148. 設計では、能動的な手段（例えば、可燃性気体混合物の中での動作を保証されたスプレイ及び混合ファン）を組み入れるか、又は適切な開口部の存在を確保することにより室内の及び部屋の間での雰囲気の水素の均一化を強化するために並びに可能な範囲で行き止り区域を防ぐために格納容器全体の自然循環を促進するか、のいずれかを行うべきである。

不活性化

4.149. 燃焼を避けるためにあり得る一つの方法は、原子炉運転中に格納容器内を不活性雰囲気（通常は窒素で）に保つことである。この方式は、主に小型の格納容器に適用できるものである。

4.150. 不活性な格納容器雰囲気への酸素の侵入は、例えば、格納容器内の過圧を維持すること、減圧を制限すること又は窒素の追加供給の準備によって防止されるべきである。

格納容器の機械的仕組み

4.151. 格納容器の機械的な仕組みは、最も外側の障壁の機械的構成要素及びこの障壁の延長部の機械部品（即ち、配管、弁、ダクト及び貫通部）から成る。これらの仕組みは、格納容器構造物と合わせて格納容器のエンベロープを形成する。

4.152. 格納容器の機械的仕組み及びその延長部の気密性基準は、事故状態に対する放射線解析で使用される仮定と整合しているべきである。

配管及びダクト系の格納容器隔離の方策

4.153. 4.154～4.166 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 56 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

4.154. 格納容器を貫通する各配管であって、閉ループ⁹の一部ではなくて、かつ(a)通常運転中若しくは事故状態で原子炉冷却材と直接つながっているか、又は(b)通常運転中若しくは事故状態で格納容器の雰囲気と直接つながっているかのいずれかの配管は、直列に 2 個の隔離弁で装備されるべきである。各弁は、通常は閉じられているか又は自動的に閉じるための方策を有するべきである。配管が原子炉冷却材又は格納容器の雰囲気と直接つながっていれば、1 個の弁は格納容器の内側に、1 個の弁は外側に装備されるべきである。それぞれの弁は、信頼性があり独立に作動されるべきである。隔離弁は、実行可能な限り格納容器に近く設置されるべきである。

4.155. 格納容器の内側又は外側のどちらかで閉じているループは、各貫通部で少なくとも 1 個の隔離弁を格納容器の外側に有しているべきである。この弁は、自動弁、通常時閉の弁又は遠隔操作弁¹⁰であるべきである。閉ループの故障が、想定起因事象として又は想定起因事象の結果として想定されていれば、この推奨事項は閉ループの各配管に適用されることになる。

4.156. 格納容器エンベロープの内側及び外側の両方で閉じているループは、各貫通部に、少なくとも 1 個の隔離弁を、自動弁、通常時閉の弁又は遠隔操作弁として、格納容器の外側で実現可能な限り格納容器に近い場所に有しているべきである。

4.157. 格納容器を貫通して行き止まりのある小口径の計装配管は、格納容器の外側に少なくとも 1 個の隔離弁を有しているべきである。

4.158. 閉じられている（即ち、雰囲気とつながっていない）計装配管に対する格納容器隔離弁は、当該の配管が封じ込めの必要な事故状態に耐えるように設計されていることを条件に、必要ない。これらの配管が出現する部屋には、負圧を維持するためにろ過－換気系が装備されているべきである。そのような部屋及びその内部の設備は、これらの配管から生じる可能性のある漏えいに起因する温度及び湿度の上昇分に耐えるように設計されるべきである。

4.159. 事故状態下での格納容器の自動隔離の必要性により、当該の事故を緩和するために必要な系統が意図された機能を達成することを妨げるべきではない。

4.160. 格納容器を貫通する閉じた系統に対して、また、事故状態で格納容器内の温度上昇によって過圧されることがある配管の隔離された部分に対して、過圧防護が備えられるべきである。

4.161. 格納容器の延長部は、少なくとも格納容器自体の性能と同等のレベルの性能に設計及び建設されるべきである。

4.162. 特定の運転状態（例えば、開放された格納容器の状態又は格納容器の自動隔離が抑制さ

⁹ 「閉ループ」は、格納容器エンベロープを貫通する配管系又はダクト系統であって、格納容器の内側若しくは外側のどちらかで、又は運転状態及び事故状態で格納容器の内側及び外側で、閉回路を形成するように設計されたものである。

¹⁰ 「自動弁」は、運転員による操作なしで保護系又は他の計測制御のいずれかによって始動できるか、又はプロセス媒体自身によって始動できる弁又はダンパーである。例えば、ある種の逆止弁は自動弁とみなされる。「通常時閉の弁」は、監視、試験又は試料採取のような特定の目的のために断続的に開く場合を除き、能動的な管理制御（例えば、閉じた状態に施錠されているか、又は弁が閉位置にあることを示すために継続的に監視されている）の下で閉止されている弁である。「遠隔操作弁」は、制御室から、場合によっては補助的な制御場所から運転員によって始動できる弁又はダンパーである。

れた状態) に対しては、安全に対するリスクが分析評価されるべきであり、格納容器の隔離機能が時宜を得た方法で達成できることを確保するため、必要に応じて一時的な方策が実行されるべきである。

4.163. 格納容器バイパスを形成する可能性のある以下の系統の格納容器隔離の仕組みには、特別な考慮が与えられるべきである。

- (a) 事故状態において、放射性物質を格納容器の外側に移送しうる炉心、炉心デブリ又は格納容器から熱を除去するために設計された系統
- (b) 事故状態において空气中放射性物質を格納容器雰囲気から格納容器の外側に移送することができる系統 (例えば、水素の発火を防ぐために格納容器内部の雰囲気を混ぜ合わせるために一部の設計で使用されている系統)
- (c) 漏えい発生時に、高い放射能を有する流体が格納容器の外側で放出されることがある (格納容器内側の) 支援系統又は補助系統 (設計によっては、補機冷却水系、格納容器サンプルパージ系又は試料採取系)

4.164. 通常運転時に一次系に接続されている系統 (即ち、一次系のろ過系又は一部の設計では化学体積制御系) 及び格納容器雰囲気に接続されている系統は、それらが安全上必要ない事故状態においては自動的に隔離されるべきである。

隔離弁

4.165. 隔離装置は、格納容器外での放射性物質のあらゆる放出を制限するという目的を達成するために、指定された気密性及び閉鎖時間をもって設計されるべきである。

4.166. 各隔離弁が試験できるように、漏えい試験のための設計上の装備 (例えば、ノズル、計装試験配管) が設けられるべきである。

貫通部

4.167. 4.168 及び 4.169 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.21 項の要件を満たすことに関する推奨事項を提示している。

4.168. 格納容器貫通部は、少なくとも格納容器と同じ荷重及び荷重の組み合わせに耐えるように設計されるべきである。

4.169. 格納容器貫通部は、個々の貫通部からの漏えいが気密性試験で検出できるように、接近可能であるべきである。

配管貫通部

4.170. 隔離弁を含む配管貫通部の機械設計では、格納容器由来の荷重だけでなく、配管系由来の荷重も考慮に入れられるべきである。

電気貫通部

4.171. 電力ケーブル及び計装ケーブルの格納容器を貫通する貫通部は、気密性があるべきである。これらの貫通部の気密性を確実なものとする手段は、以下に基づいているべきである。

- (a) 圧力ガラス貫通部：圧力ガラスの設計は、格納容器にフランジを付けた加圧されたガラスのディスクに埋め込まれたスタッドで構成される。ケーブルは、ガラスのディスクの両側に伸びているスタッドに接続され、電力の継続供給を行う。ガラスは、スタッド間の絶縁を確保し、密封材として機能する。設計は、貫通部一体構造体の気密性を確保するためにフランジ上の二重シールを設けるべきである。これらの貫通部は取り外し可能であるべきで、また、

設計圧力での気密性について個別に試験できるべきである。

- (b) 加圧して連続的に圧力を監視する貫通部：加圧された貫通部では、気密性が連続的に試験できるように、加圧は通常、事故状態において格納容器内で発生する可能性のある内圧よりも高くすべきである。どのような場合でも、圧力は格納容器の漏えい率試験で使用される圧力を下回っているべきではない。貫通部内側の流体の設計圧力に温度上昇が及ぼす影響が分析評価されるべきであり、また貫通部の設計において考慮に入れられるべきである。
- (c) 密封材を注入した貫通部：この型式の貫通部は、総合漏えい試験において漏えい試験が可能であるべきである。

4.172. 各貫通部を個別に試験できる電気貫通部の設計に優先権が与えられるべきである。

4.173. 電気貫通部の材料を選択する際には、電気ケーブルによる発熱が考慮に入れられるべきである。使用される材料は、耐熱性かつ不燃性であるべきである。密封材の注入を使用している貫通部は、少なくとも難燃性であるべきである。

エアロック、扉及びハッチ

4.174. 4.175～4.180 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 57 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

4.175. 要員の出入り又は機器の搬出入をするための格納容器の貫通部（格納容器エアロック）には、原子炉の運転中及び事故状態において少なくとも一つの扉が閉じられることを確実なものとするためにインターロックが組み込まれた複数の扉を備えたエアロックで装備されるべきである。それに加え、これらの貫通部は、発電所の運転状態において、作業者が放射線に不当にさらされることを防止するように設計されるべきである。

4.176. エアロックの 2 つの扉は、格納容器と同じ発電所条件に耐えるように設計されるべきである。水素燃焼によって引き起こされる直火にさらされるような局所的で過渡的な内部影響は、外側の扉については考慮される必要がない。

4.177. エアロックの 2 つの扉の間の小室は、発電所の停止時及び保守中にエアロックを頻繁に開けなければならないことを避けるために、必要な保守設備及び十分な数の要員の通行ができるような大きさにされるべきである。

4.178. エアロックの内側の扉は、圧力密封式のものであるべきである。各扉には二重シールが備えられるべきであり、また、扉及びシール間の空間の気密性を試験する方策があるべきである。膨脹シールが使用されるのであれば、低圧警報が備えられるべきである。

4.179. 機器ハッチは、通常は閉じられている格納容器内の大きな開口部である。これらのハッチは通常、ボルト止めされたフランジを持つように設計されており、やわらかい弾性シールを使用することでその気密性が確保される。機器ハッチの設計では、圧力及び温度の影響による荷重及び変形が考慮に入れられるべきである。

4.180. 格納容器の開口部（即ち、貫通部、エアロック及びハッチ）は通常、閉じられているべきである。運転上の理由で必要があり、かつ、事故状態に適用される定められた工学的判断基準に適合するよう開口部が迅速かつ確実に閉じることができることを条件に、例外が認められる。機器ハッチが開けられることを許可する条件は、ハッチが開けられる前に指定され、満たされるべきである。

材料

コンクリート

4.181. コンクリートは、その用途に合致する品質及び性能特性（強度、密度及び空隙率）を有

すべきである。格納容器構造物に使用されるコンクリートの品質は、格納容器の安全機能に合致している、相応の高い品質であるべきである。設計上の考慮事項は、格納容器の概念によって異なることになる。例えば、プレストレストコンクリート製格納容器は構造上の支持及び気密性を備えることができる一方で、鉄筋コンクリート製格納容器は構造上の支持を具備するが、気密性に関しては鋼製ライナーに依存する。

4.182. 事故時に発生する荷重（圧力荷重及び熱荷重）及び環境条件（熱、湿度及び放射線）に耐えるコンクリートの設計上の容量に考慮が払われるべきである。これは、強度及び気密性の観点から、コンクリートに対する厳格な仕様につながるべきである。

4.183. コンクリート仕様は、経年変化の影響につながる可能性がある材料の脆弱性（例えば、塩化物攻撃、アルカリ骨材反応、エトリングタイトの遅延生成）を回避するために対策が講じられていることも保証するべきである。

4.184. 全ての電気貫通部、機器ハッチなどの大きな貫通部及び基礎マットとの接合部には、適切な剛性、熱膨張性及び圧縮抵抗性を有するコンクリートが使用されるべきである。

4.185. 金属ライナーで密閉されていないプレストレスト格納容器では、事故状態でもコンクリートはプレストレスされた状態を維持すべきである。長年にわたってクリープ又は収縮を制限し、空隙率が低いコンクリート材料が使用されるべきである。発電所の運転寿命にわたる格納容器 tendon のプレストレス喪失の可能性が評価され、設計で考慮されるべきである。

4.186. スリーブ管とコンクリートとの接触面は、その接触面を通過する直接経路を避けることにより漏えいを最小にするように設計されるべきである。

4.187. 設計及び建設プロセスは、き裂の進展又は漏えい率が高い区域を防止するようなものであるべきである。

4.188. コンクリートの種類の選択及び設計において経年変化の影響が評価されるべきであり、また、経時的な経年変化の影響を監視するプログラムが策定されるべきである。SSG-48 [18]及びSSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 31 を参照。

金属材料

4.189. 格納容器及びその関連システムに使用される金属材料は溶接部を含めて、高品質のものであるべきで、国の安全基準を満たす保証及び認定された材料が使用されるべきである。

4.190. 金属材料の選定にあたっては、以下の点が考慮されるべきである。

- (a) 熱荷重及び機械荷重
- (b) 格納容器スプレイ系で使用される化学物質との相互作用を含む化学的相互作用
- (c) 経年変化の影響に対する感受性
- (d) 脆性破壊に対する抵抗力
- (e) 耐腐食性

4.191. 亜鉛及びアルミニウムのような、水又は水蒸気と接触して水素を発生する可能性のある金属材料は、格納容器の内部で使用されるべきではない。そのような材料が設計に不可欠であれば、それらの使用は制限されるべきであり、また、水素発生の影響が解析されるべきである。

軟質密封材

4.192. 軟質密封材は一般的に、換気弁のシール又はエアロックの膨張シールなど、複数の封じ込め用途に使用されている。これらの材料は、通常状態では格納容器の非常に高い気密性に貢献するが、事故状態でのそれらの挙動は適切に実証されるべきである。軟質密封材の損傷の潜在的な影響は、高温及び照射による脆化及びき裂、水分及び水蒸気による溶解並びに温度変動による膨潤又は収縮を含む。これらの材料の、水素燃焼の直接的な影響及び放射性エアロゾルの蓄積が

らの防護に、特に考慮が払われるべきである。極端な状態では、そのような材料は、その機械的特性が変化する程度まで劣化することがある。

4.193. 軟質密封材の予想寿命及びその性能に影響を与える経年変化メカニズムが分析評価されるべきであり、また、適切な交換間隔が定められるべきである。密封部品は、容易に検査され、交換されるように設計されるべきである。

被覆材、緩衝材、断熱材及び塗布材

4.194. 4.195～4.202 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.30 項の要件を満たすことに関する推奨事項を提示している。

4.195. 被覆材、緩衝材、断熱材及び塗布材は、劣化が起きたときに、いかなる安全機能をも損なうべきではない。それらは、緩くなって、ふるい及び弁を詰まらせる可能性を防止するように設置され、貼り付けられるべきである。

4.196. 特に、格納容器の内部で配管及びタンクを断熱するために使用される材料は、以下を達成するように選定され、設計されるべきである。

- (a) 格納容器の床面に蓄積することができる破片、サンプルスクリーン若しくはストレーナフィルタを詰まらせることができる破片、又は再循環ポンプを損うことができる破片の生成を最小にすること
- (b) 必要が生じれば、容易な除染を保証すること
- (c) 火災ハザードを引き起こさないこと
- (d) 発電所の起動時にこれらの材料の加熱中の有毒気体の放出を最小にすること

4.197. 高エネルギー配管の破断時に発生してサンプルに運ばれる破片の量が分析評価されるべきであり、それに応じて、フィルタの表面は事故の影響を緩和するために必要なポンプの通常運転を損なわないような大きさとされるべきである。

4.198. フィルタの洗浄系は、フィルタを詰まらせる可能性がある破片の種類及び量についての大きな不確かさを考慮に入れて設置されるべきである。

4.199. 格納容器の気密性を高めるために有機物ライナーが適用されるのであれば、ライナーは、その安全機能を失うことなく、良好な接着性及び低い空気（気体）透過性を提供するように、また、熱荷重及び圧力荷重並びに格納容器内の環境条件に耐えられるように選択されるべきである（例えば、有機材料は、き裂に耐える優れた能力を有し、熱による経年変化後の層間剥離に対する耐性を有するべきである）。これらの有機物ライナーの経年変化を管理するための方策は、保守及び監視の方策を含めて設けられるべきである。

4.200. 塗装材及び塗布材は、火災ハザードをもたらさないように、また格納容器サンプルの目詰まりを避けるように、選定されるべきである。

4.201. 塗装材及び塗布材の選定では、そのような材料で使用される溶媒がサンプル内に溶解していく影響（例えば、ヨウ素の揮発性への影響）が考慮されるべきである。

4.202. 被覆材、緩衝材、断熱材及び塗布材に影響を与える経年変化メカニズムが分析評価され、適切な交換間隔が定められるべきである。

計装設備

4.203. 4.204～4.241 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 59 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

4.204. 以下の目的のために、適切な計装設備が備えられるべきである。

- (a) 格納容器の安定性を監視すること

- (b) 通常運転からの逸脱の検出
- (c) 定期的な試験実施
- (d) 関連系統の可用性を監視すること
- (e) 系統の自動運転の開始
- (f) 事故後の監視

4.205. 計装設備の様々な目的が、異なる防護階層に対して同じパラメータの測定に帰着することがありうる。深層防護の異なる階層間の十分な独立性を保持するために、異なる目的のために検出器を共有することの影響が検討されるべきである。以下の推奨事項は、可能な範囲で具体化されるべきである。

- (a) 系統の自動作動及び発電所の事故監視のために、別々の検出器が用意されるべきである。
- (b) 炉心溶融を伴う事故の防止を強化するために、別々の検出器が、原子炉スクラムの自動作動及び安全系（その予備系を含む）の運転に対して用意されるべきである。
- (c) 異なる専用の検出器が、炉心溶融を伴う事故の緩和のために用意されるべきである。

4.206. 計装設備は、その運用前又は運用中に支配的であることがある地震荷重及び環境条件に対して性能保証されるべきである。

4.207. 設備の性能保証のための試験シーケンスは、十分に実証された国際的な慣例と整合しているべきである。より詳細な推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ SSG-39「原子力発電所の計測制御系の設計」[22]に提示されている。

格納容器の安定性の監視

4.208. 格納容器構造物又は格納容器の壁の変形（半径方向、垂直方向又は周方向）又は動きは、格納容器の存続期間を通して監視されるべきである（例えば、建屋の沈下及び不等沈下の監視）。

4.209. プレストレストコンクリート壁については、プレストレスの喪失を検出する手段が用意されるべきである。コンクリートの圧縮及び剛性のパラメータ（例えばヤング率など）が定義されるべきであり、また、音響測定などの手段で検証されるべきである。また、耐圧試験の結果の解釈に役立てるため、コンクリートの不連続部の温度も測定されるべきである。

4.210. 格納容器の安定性及び変形を経時的に監視するための測定値は、傾向を示すために記録されるべきである。

4.211. 地震に関係する測定のための適切な計装設備は、適切な場所（例えば、格納容器の基礎マット上及び適切な床面の上）に設置されるべきである。

通常運転からの逸脱の検出

4.212. 通常運転からの逸脱を早期に検知するために、以下を含めて、適切な計装設備が格納容器内に組み込まれるべきである。

- (a) 放射性物質の漏えい
- (b) 異常な放射線レベル
- (c) 高エネルギーの漏えい
- (d) 一次冷却材の漏えい
- (e) 火災
- (f) 機器の故障

4.213. 進展している逸脱を検出するために計装設備の必要な感度及び測定範囲は、適切な分析方法で推定されるべきである。

4.214. 異なる異常状態の適切な検出のために、情報は個々の計装設備によって又は計装機器の

組み合わせによって提供できる。通常監視されるパラメータは、4.215～4.229 項に記載されている。

格納容器の雰囲気温度

4.215. 格納容器の雰囲気温度の監視は、温度が通常運転用に指定された範囲内にあるかどうかを確認するために必要であり、以下のようなものである。

- (a) 格納容器の雰囲気温度を測定するために、十分な数の温度検出器が設置されるべきである。
- (b) 格納容器内部の温度を推定するために、格納容器空気冷却器からの測定値が使用される場合がある。

4.216. 格納容器の雰囲気温度の測定結果は、傾向を示すために記録されるべきである。

格納容器圧力

4.217. 格納容器圧力の監視は、圧力が通常運転用に指定された範囲内にあるかどうかを確認するために確立されるべきである（圧力のわずかな変動は、空気作動弁の操作、格納容器温度の変化又は圧縮空気若しくは窒素などの流体の漏えいによって引き起こされる可能性がある）。

4.218. 二次格納建屋又は二重壁の格納容器については、圧力が通常運転用に指定された範囲内にあるかどうかを確認するために、二次格納建屋内又はアニュラス部¹¹内の圧力の監視が確立されるべきである（小さな負圧が維持されるべきである）。

4.219. 格納容器圧力の測定結果は、傾向を示すために記録されるべきである。

格納容器雰囲気の気体組成

4.220. 高濃度の可燃性気体がある可能性のある場所では、格納容器雰囲気の気体組成が監視されるべきである。

様々な場所での湿度

4.221. 湿度は、運転状態での漏えいの検出に非常に重要な要因である。湿度を測定する基準として、以下のパラメータが使用できる。

- (a) 格納容器雰囲気の露点温度
- (b) 検出器のインピーダンス又は抵抗などの電気的パラメータ
- (c) 格納容器の空気冷却器内の凝縮水の量

4.222. 測定結果は、傾向を示すために記録されるべきである。

ドレン貯蔵タンク及びサンプの水位

4.223. 各安全系のドレン貯蔵タンク及びサンプ並びに各空気冷却器の凝縮水取水器は、水位表示器が備えられるべきである。

放射線レベル及び放射能測定

4.224. 作業者の放射線防護及びあらゆる異常の早期検出のために、格納容器内の様々な場所で

¹¹ 「アニュラス部」は、格納容器の2つの壁の間の自由体積を示す。

の放射線レベルが測定されるべきである。

4.225. 格納容器の雰囲気中及び水中（ドレン貯蔵及びサンプ）の放射能レベルの測定は、漏えいを検出するための補完的な手段として行われるべきである。

異常の目視化

4.226. 漏えい又はその他の誤作動が予想される場所又は要員の立入りが困難な場所（例えば、原子炉冷却材ポンプ、機器ハッチ、人員用エアロック、原子炉プール）の異常を検出するために、格納容器の内部にビデオ監視系が設置されるべきである。

4.227. 移動式カメラは必要に応じて利用できるようになっていくべきである。

騒音及び振動

4.228. 異常の検出のために格納容器からの音響信号の測定及び分析が考慮されるべきである（例えば、音響雑音信号のスペクトル分析及びフーリエ変換分析の使用）。

火災

4.229. 火災の危険の可能性のある各室には、火災の早期検出の追加手段として、煙感知器及び火災感知器が設置されるべきである。

格納容器の漏えい率の定期試験

4.230. 定期的な漏えい試験を行うのに適切な計装設備が格納容器の内部に組み込まれるべきである。格納容器雰囲気の質量の定期的な計算のため及び漏えい率の推定のために、温度、圧力及び湿度並びに流量の測定が組み合わせられるべきである。鋼製格納容器については、鋼材の温度も測定されるべきである。より詳細は、第5章に示されている。

システムの可用性の監視

4.231. 質量及びエネルギーの放出及び管理、放射性物質の放出の制御並びに可燃性気体の管理に使用されるシステムの可用性を監視するために、適切な計装設備が使用されるべきである。

4.232. システムの可用性は、以下の手段により検証されるべきである。

- (a) 安全上重要な主要パラメータの、連続的な監視及び中央制御室内での表示（重要な安全パラメータ用の単一の統合モニタが推奨される）
- (b) 要求されている定期的な試験及び検査
- (c) 質量及びエネルギーの放出及び管理のためのシステムについては、弁の位置、動作状態での機器の状態及び流量の監視
- (d) 放射性物質管理のシステムについては、隔離弁、エアロック及び扉の位置、膨張エアロックシールの圧力並びにこれらシステムの運転に必要な様々な水タンク内の水位の監視

システムの自動運転の開始

4.233. 格納容器内に質量及びエネルギー又は放射性物質の著しい放出が発生したときには、放出された質量及びエネルギー、放射性物質並びに可燃性気体の格納容器内での完全かつ効果的な管理を確保するために、様々な種類の情報が考慮される必要がある。この管理プロセスは自動的に開始されるべきであるが、運転員操作を実行するために十分な時間があることを前提に、運転員によって開始される可能性もある。

4.234. 様々なパラメータの監視からの情報は、格納容器内で大量のエネルギー放出又は放射性物質の著しい放出が発生したことを示す証拠を提供すべきである。原子炉の技術又は設計によっては、以下の要因が関係していることがある。

- (a) 格納容器内の高圧
- (b) 格納容器雰囲気内の高い放射線レベル
- (c) 原子炉冷却材系の低い圧力
- (d) 原子炉冷却材系（加圧水型原子炉の場合）における小さいサブクール余裕
- (e) 原子炉圧力容器内の低水位

4.235. 放出された質量及びエネルギー、気体並びに放射性物質の格納容器内での完全かつ効果的な管理を要求する条件に加えて、格納容器から環境への放射性物質の放出を制限するために、影響を受けた配管の個別隔離のみが必要となる他の事象がある¹²。隔離装置の作動条件は、以下のような適切なパラメータの値から導き出されるべきである。

- (a) 放射線のレベル及び空気中の放射能汚染のレベル
- (b) 影響を受けた系統の圧力変化
- (c) 影響を受けた系統の温度変化
- (d) 影響を受けた系統の水位

事故及び事故後の監視

4.236. 事故発生時の発電所の状況の判断及び事故の管理について、要員が状況を診断して緊急時運転手順書又はシビアアクシデントマネジメント手引きに規定されている措置を実行に移すことができるようにするために、中央制御室及び緊急時対応施設において適切な計装設備の表示及び記録が利用可能であるべきである。このような計装設備によって提供される情報には、以下を含むべきである。

- (a) 格納容器内の状態及び気体の組成（格納容器内の圧力及び温度、放射線レベル、空気中放射能レベル、水蒸気、関連があれば酸素濃度又は水素濃度）
- (b) 要求された安全措置が進展中であることを確認するため、要求された安全系及び設計拡張状態に対する安全上の仕組みの運転を示すためのプロセスパラメータ（例えば、流量、タンク及びサンプル内の水位、系統内の運転圧力）
- (c) 格納容器の気密性の劣化又は喪失の可能性を示すためのプロセスパラメータ（例えば、格納容器の隔離弁の位置、ハッチ及び扉の状態、格納容器の圧力、周囲の建屋内の空気中放射能）
- (d) 緊急時手順書又はシビアアクシデントマネジメント手引きに規定された措置を実行に移すためのプロセスパラメータ（圧力を制御するため及び格納容器内の状態を所定の制限値未満に維持するためのプロセスパラメータ）
- (e) 放射線影響を適時に分析評価し、公衆防護のための長期的な措置（敷地外緊急対策）の決定において支援するための情報。放射線影響を分析評価する計装設備には、以下を含む可能性がある。
 - (i) 格納容器内及び周辺建屋内の空気中放射能の線量率監視装置及び検出器
 - (ii) 格納容器サンプル水の状態を監視する検出器（例えば、温度、pH）
 - (iii) 排気塔及び格納容器のベント配管内の希ガス、放射性ヨウ素及びエアロゾルの放射能モニタ
 - (iv) 格納容器ベント操作の弁の位置指示器

4.237. 中央制御室にいる要員が炉心溶融を伴う事故の発生時に格納容器の健全性を維持するために必要な長期的な措置を開始できるように、専用の計装設備が備えられるべきである。このような計装設備は、以下のプロセスパラメータに関する情報を提供すべきである。

- (a) （炉心溶融前に）原子炉冷却材系の急速減圧を開始し、減圧弁の開位置を確認するためのパラメータ

¹² このような事象は、格納容器を横切って放射性物質を運んでいる配管の格納容器の外側で発生する破断であることもあり、又は格納容器内の系統から外部の系統への放射性物質の放出に結びつく、2つの関連系統間の取り合いの故障（例えば、原子炉補機冷却水系の熱交換器細管の破損）であることもある。

- (b) 原子炉キャビティの冠水を確認するためのパラメータ（容器内戦略用）又は炉外保持構造物の冠水を確認するためのパラメータ（容器外保持戦略用）
- (c) 溶融炉心の局在化のためのパラメータ（容器外保持戦略用）
- (d) 格納容器スプレイの動作を開始し、確認するためのパラメータ
- (e) 格納容器熱除去系の動作を開始し、確認するためのパラメータ
- (f) 格納容器のベント操作を開始するためのパラメータ（関連があれば）
- (g) 水素リスク管理のためのパラメータ

4.238. 可燃性気体による爆発のリスクを分析評価できるように、格納容器内部に監視系又は試料採取系が設けられるべきである。この系統の設計は、以下の要因を考慮に入れるべきである。

- (a) 被覆材と水との相互作用、溶融炉心とコンクリートとの相互作用又は放射線分解によるものなど、考えられる可燃性気体の発生源
- (b) 酸素及び不活性ガスの有無
- (c) 希ガス及びエアロゾルの存在
- (d) 水素の再結合を目的とした装置の存在及び装置の種類（受動的又は能動的）
- (e) 局所的な水素の蓄積を回避するための格納容器雰囲気の十分な混合

4.239. 監視は、気体濃度の直接測定又は試料採取によって達成できる。代替策は、温度測定によって再結合器の再結合活動を分析評価することである。

4.240. 設計では、格納容器雰囲気及びサンプル水の試料採取をそれに適した場所で行う方策が備えられるべきである。試料採取装置は、予想される格納容器の状態に対して性能保証されるべきであり、また、それらの破損の発生時に格納容器のバイパスを回避するように設置されるべきである。試料採取装置は、それら进行操作する作業者の職業被ばくに対する線量拘束値を超えないことを確保するように設計されるべきである。

4.241. 放射性物質を格納容器の外側に移送する可能性のある監視用又は試料採取用の配管は、格納容器の延長部と見なされるべきであり、また、格納容器構造物自体に適用されるものと同様の構造健全性及び気密性に関する仕様の対象であるべきである。

5. 試験及び検査

5.1. 格納容器及びその関連系統が設計及び安全の要件を満たしていることを実証するために、試験及び検査は、建設中、試運転中及び運転中に、実証された規格及び標準に従って、また、基礎となる推奨事項を考慮に入れて、行われるべきである。IAEA 安全基準シリーズ NS-G-2.6 {原子力発電所の保守、監視及び供用期間中検査} [23]に示されている推奨事項も考慮されるべきである。

5.2. 5.3～5.30 項は、SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 29 を満たすことに関する推奨事項を提示している。

建設中の検査

5.3. 検査は、設計及び建設仕様書への適合性を確保するために、建設の様々な段階で実施されるべきである。欠陥、標準からの逸脱及び不適合が追跡され、報告されるべきである。建設中に実施される検査の対象となるべき構築物、系統及び機器の代表的な例は、以下の通りである。

- (a) 垂直方向のテンドン固定箇所
- (b) 基礎マットの鉄筋設置及びコンクリート工事
- (c) 水平方向のテンドン固定箇所
- (d) テンドンダクトの配置

- (e) ライナープレートの工事
- (f) 大きな開口部周りの鉄筋配置

5.4. 建設工事及び検査は、有資格者によって実施されるべきである。

試運転時の試験

5.5. 格納容器及びその関連系統の試運転時の試験は、原子炉の最初の臨界前に、格納容器の構造健全性を実証するために、格納容器エンベロープの漏えい率を決定するために並びに系統及び設備の性能を確認するために実施されるべきである。

構造健全性の試験

5.6. 圧力試験は、格納容器、そのエンベロープ及び関連系統の圧力保持バウンダリの構造健全性を実証するために行われるべきである。

5.7. 圧力試験は、少なくとも設計圧力で、かつ使用される材料に適用される規格を考慮に入れた、所定の圧力で行われるべきである。試験温度は、金属材料の延性脆性遷移温度の近くであるべきではない。

格納容器エンベロープの全体漏えい率試験

5.8. 全体漏えい率試験は、格納容器エンベロープの漏えい率が所定の最大漏えい率を超えないことを実証するために行われるべきである。この試験は、事故状態時に支配的となる状態を（実行可能な範囲で）代表する状況にある機器で、指定の漏えい率が超されるおそれがないことを実証するために行われるべきである。

5.9. 将来の供用期間中の漏えい試験の基準点を確立するために、試運転期間中に実施される漏えい率試験は、試験圧力又は供用期間中の漏えい試験のために選択された圧力と同等の圧力で、以下の推奨事項に従って実施されるべきである。

- (a) 供用期間中の試験が設計圧力より低い圧力で行われるのであれば、試運転期間中の漏えい率試験は、供用期間中の漏えい試験に対して選択された圧力とそれよりも高い設計圧力との間の圧力で行われるべきである。
- (b) 供用期間中の試験が設計圧力で行われるのであれば、格納容器の試運転期間中の漏えい率試験は設計圧力で行われるべきである。

5.10. 計算される圧力の全範囲に対して、発電所の全存続期間にわたって安全解析で仮定された漏えい率を確実に検証する必要性が、試験圧力の選択において考慮に入れられるべきである。以下のように、2つの検証方法がある。

- (a) 絶対法：漏えい率は、圧力の低下又は乾燥空気質量を時間の関数として測定することにより検証することができる。この方法では、格納容器の雰囲気温度及び圧力、外部雰囲気温度及び圧力並びに格納容器の雰囲気湿度が連続的に測定され、評価に取り入れられるべきである。格納容器雰囲気温度及び湿度が均一であることを確実なものとする手段が用意されるべきである。
- (b) 基準容器法。基準容器法は、格納容器の雰囲気と基準容器の雰囲気との間の圧力差から空気質量を決定する。圧力差はマンメーターから決定され、一方のレグは加圧された（そして漏えいしている）格納容器に開かれ、他方のレグは格納容器全体に配置された気密性の加圧系統の配管に接続されている。基準容器温度及び格納容器温度は等しいと仮定される。

5.11. 初期及び定期的な試験の必要性が設計の中で考慮されるべきであり、また、試験実施中に

損傷を受けることがあるすべての機器が特定されるべきである。格納容器を加圧及び減圧するために必要な手段及び試験実施のための適切な計装設備が、設計に含められるべきである。

5.12. 格納容器内には、適切な計装設備が備えられているべきである。格納容器の様々な箇所の代表的な雰囲気状態を決定するために、この計装設備は適切に位置決めされ、恒久的に又は必要時に設置されるべきである。

5.13. 二重壁格納容器については、格納容器から環境への直接漏えい率を決定する一つの方法（即ち、漏えいした水又は気体が格納容器の内側壁と外側壁との間の環状空間に集まらないのであれば）は、計算による方法である。この計算は、以下の(a)と(b)の間の差を決定すべきである。すなわち、(a)内側格納容器の漏えい試験で決定される格納容器からの全漏えい率（これは一次格納容器からアニュラス部への流れと一次格納容器から雰囲気中への流れの両方からなる）及び(b)アニュラス部の換気が停止した後には得られる一次格納容器の壁からアニュラス部への漏えい率（これは通常、漏えい試験中のアニュラス部の排気からの流れから通常時のアニュラス部の排気からの流れを差し引くことによって計算される）の間の差である。

隔離装置、エアロック及び貫通部の局部漏えい率試験

5.14. 局部漏えい率試験は、それぞれの隔離装置、エアロック及び貫通部の基準となる漏えい測定値を確立するために実施されるべきである。以下の機器は、格納容器エンベロープの最も敏感な部分であり、それらに特別な注意が払われるべきである。

- (a) 格納容器の雰囲気に通じている系統の隔離装置
- (b) 格納容器を貫通している流体系配管の隔離装置
- (c) 以下のような、弾性シール又は膨張シール及び伸縮ベローズを有する貫通部
 - － 要員用エアロック
 - － 機器エアロック
 - － 機器ハッチ
 - － 燃料移送管
 - － ボルト締めされた予備の貫通部
 - － 弾性シールを使用したケーブル貫通部
 - － 格納容器への接続部に柔軟な伸縮ベローズを備えた配管貫通部

5.15. 設計は、隔離装置、エアロック、貫通部及び格納容器の延長部の漏えい率試験を可能とするべきである。

5.16. 設計は、貫通部への近接を提供し、必要な接続部及び隔離弁を組み込むことにより、局部試験の実施を容易なものとするべきである。

5.17. 漏えい率を測定する際の精度を高めるため、また、漏えいしている弁の検出性を向上させるために、個々の弁を試験する能力が備えられるべきである。

格納容器内の設備及び配線の機能試験

5.18. 試験が安全に悪影響を及ぼすおそれがない限り、試験は、関連系統の性能が設計仕様に適合していることを検証するために実施されるべきである。

5.19. 試験は、関連系統のすべての電気配線に対して、設計からの逸脱がないこと及びすべての接続部が設計通りであることを実証するために実施されるべきである。

供用期間中の試験及び検査

5.20. 供用期間中の全体漏えい率及び局部漏えい率の試験及び検査は、関連系統が発電所の運転寿命期間を通じて設計及び安全の要件を満たし続けていることを実証するために、定期的に行われるべきである。

5.21. 供用期間中の試験の試験方法及び間隔は、対象機器類の安全上の重要性を反映するように指定されるべきである。試験方法を考案し、試験実施の頻度を決定する際には、システムの個々の及び全体としての必要な性能及び信頼性のレベルに考慮が払われるべきである。

5.22. 格納容器の圧力及び気密性に対する、試運転時及び供用期間中の試験を実施することに対して適切な仕組みが用意されるべきであり、また、それに相関する荷重が構造設計の目的に対して考慮されるべきである。

5.23. 供用期間中検査に関する全般的な手引きは、GS-G-3.5 [9]に提示されている。

構造健全性試験

5.24. 定期的な構造試験は、格納容器が設計で意図された通りに性能発揮し続けることを実証するために行われるべきである。試験圧力は、試運転時の試験と同じであり、適用される設計規格で要求されるものであるべきである。設計では、試験によって課される追加の応力に注意が払われるべきであり、また、試験圧力は、試験が格納容器に過度の応力を生じないように定められるべきである。漏えい試験は、あらゆる構造健全性試験の際に実施されるべきである。一部の加盟国では、テンドン監視プログラムが、拘束されていないテンドンを備えたプレストレストコンクリート製格納容器に対して圧力試験の代わりに使用される可能性があるとはいえ、漏えい試験は依然として必要である。

格納容器エンベロープの全体漏えい率試験

5.25. 設計は、安全解析で仮定された漏えい率が発電所の運転寿命期間を通じて維持されていることを検証するために、漏えい率の定期的な供用期間中試験ができる能力を提供すべきである。供用期間中の漏えい率試験は、以下のいずれかでなされる場合がある。

- (a) 測定された漏えい率を安全解析で考慮された事故状態下の圧力での漏えい率に十分な精度で外挿できる圧力
- (b) 格納容器の設計圧力

5.26. 発電所運転中の格納容器全体の漏えい率の連続的な推定値を提供し、事故状態における格納容器の漏えい率の近似的な指標を導出するために利用可能な方法もある。このような手法は一般に、発電所の通常運転中の格納容器の圧力又は質量の平衡の変動に基づいている。場合によっては、燃料交換のための停止中の広範な局部漏えい率試験と一緒にこれらの方法を使用することが、全体漏えい率試験の頻度を減らすことを正当化する可能性がある。

5.27. 圧力抑制プールを有する格納容器では、プールのバイパス率が安全解析で考慮した値と整合していることを確実なものとするために、プールのバイパスにつながる必要がある、あらゆる漏えいを定期的に分析評価する仕組みが備えられるべきである。

目視検査

5.28. 目視検査は、経年変化の影響を監視及び検出するため、また、き裂を検出し及びその進展を監視するために重要である。目視検査は、構造物の監視及び計装設備による結果を補強する場合がある。

5.29. 技術的に可能な場所には、設計は、格納容器（プレストレストコンクリート製格納容器のテンドンを含む）、貫通部及び隔離装置の完全な目視検査を備えるべきである。

5.30. 格納容器エンベロープの目視検査は、5.24 項及び 5.25 項で規定された試験それぞれと併せて行われるべきである。き裂及びその他の漏えい及び構造健全性上重要であると判断された欠陥の種類及び大きさを検出する目視検査技術は、個別に性能保証されるべきである。

付属書

以前の標準に対して設計された発電所

A.1. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の1.3項は、以下のように述べている。

「本安全要件文書にある全ての要件を既に運転中の又は建設中の原子力発電所に適用することは現実的でないことがある。さらに、規制当局によって既に承認された設計を変更することが実現可能でないこともある。そのような設計の安全解析については、例えばその発電所に対する定期安全レビューの一環として現行の基準に対して比較し、合理的に実行可能な安全の改善によって発電所の安全運転をさらに向上させることができるかどうか判断することが期待されている。」

A.2. これは、既存の発電所の、当初の設計基準では考慮されなかった事故状態に対応する能力が、現在の安全レベル並びに特に格納容器及びその関連システムの全体的な効率を改善するという更なる目的を持って、体系的に分析評価されるべきであることを意味している。

A.3. 既存の発電所の格納容器及び関連システムの多くは、設計基準事故（例えば、冷却材喪失事故）に対して設計されており、それより過酷な事故が発生する可能性を考慮に入れていなかった。しかし、安全評価は、当初の設計において従った保守的な決定論的手法が、既存の発電所の設計基準にもともと含まれていたものよりも過酷な状況に耐える能力をもたらしていることを示している。

A.4. 分析評価は、以下を達成することにより原子力発電所の安全をさらに向上させることを目的として、その影響が解析されるべき一群の設計拡張状態に基づいて行われるべきである。

- (a) 設計基準で考慮されたものよりもより困難な事象、状態及び危険要因に耐える発電所の能力を強化すること
- (b) そのような事象又は状態において合理的に実行可能な限り、公衆及び環境に有害な放射性物質の放出を最小にすること

A.5. 分析評価されるべき設計拡張状態は、原子炉技術及び設計に依存しているが、選択された一群の設計拡張状態は、炉心熔融状態、格納容器の健全性の喪失につながる可能性のある現象及び当初の設計基準を超える外部事象を体系的に含むべきである。

A.6. バックフィットの可能性に対する分析評価は、設置済みの設備、可搬型設備及び公衆を防護するための緊急時取り決めの安全への寄与を考慮した総合的な手法を利用すべきである。

A.7. 分析評価は、関連する設備があれば期待される機能を実施するために利用可能であることを、合理的なレベルの確信をもって正当化することを目的とすべきである。分析評価は、現実的なモデル及び仮定並びに設計基準事故のものとは異なる容認基準を使用してもよいが、それでもクリフエッジ効果がないことが正当化できることを条件とする。

A.8. 構築物又は機械設備の頑強性の分析評価は、決定論的手法、確率論的手法又は2つの組み合わせを適用して実施される場合がある。

A.9. 構築物及び機器の気密性、健全性又は操作性の分析評価は、荷重及び構築物又は機器の応答について合理的な不確かさを考慮に入れて実施されるべきである。

A.10. 放射性物質の早期放出を防止すること又は短期に措置を実施することに対するバックフィット対策は、敷地外の移動型設備の使用に頼るべきではない。

A.11. 放射性物質の大規模放出を回避することに対して可搬型設備の使用が優先されるべきであるが（新規発電所の場合と同様）、発電所が適切な接続の仕組みを備えているところでは、可搬型設備の使用に関して、より柔軟な手法が容認される場合がある。

A.12. 設計基準で対処されているすべての自然ハザードは、最新の方法論並びに気象及び地質学的データに基づいて再評価されるべきである。格納容器に影響を与える可能性のある、設計基準で

は未だ評価されていないハザードが考慮されるべきであり、また、それらの影響が評価されるべきである。当初の設計基準状態を超えた事故状態に対する格納容器及びその関連システムの設計は、新しい状態において十分な余裕を持ってそれらの機能を実施することができるかどうかを知るために分析評価されるべきである。

A.13. 長期的な防護措置を要求するおそれがある放射性物質の放出を回避するために必要な構築物及び機器の抵抗力は、設計で考慮された過酷さを超える自然ハザードに関して評価されるべきである。

A.14. 格納容器の健全性に対する挑戦課題について、以下が達成されるべきである。

- (a) 格納容器の直接加熱に至る状態が特定され、確実に防止されるべきである。
- (b) 水蒸気爆発の発生可能性が特定されるべきであり、また、そのような爆発の影響が評価されるべきである。
- (c) 様々な発電所状態における格納容器内の圧力上昇を抑制するために、様々かつ多様な手段が実装されるべきである。
- (d) 様々な発電所状態において格納容器から熱を除去するために、複数の手段が実装されるべきである。
- (e) 当初の設計基準を超える特定の事象に対して格納容器ベント操作系が必要であれば、そのベント操作系は、ハザード（地震など）からの及び事故状態からの荷重に耐えるのと同様に、格納容器ベント操作配管が作動しているときに存在する動的及び静的な圧力荷重に耐えるのにも、十分な信頼性があり、また、頑強であるべきである。
- (f) 熔融炉心の冷却及び安定化を確実なものとするために、特定の安全上の仕組み及び系統が実装されるべきである。

A.15. 放射性物質の放出の制御に関しては、以下が達成されるべきである。

- (a) 格納容器を貫通するすべての配管が隔離されるべきであるが、事故状態の緩和に必要な系統に属する配管を除く。
- (b) 格納容器は、炉心熔融を伴う事故状態下では、可能な範囲で気密性が維持されるべきである。
- (c) 事故時の格納容器雰囲気中の放射性物質の量を低減するために、様々な手段が実装されるべきである。
- (d) 意図しない格納容器バイパスのメカニズム及び潜在的な経路が特定されるべきであり、また、影響が評価されるべきである。
- (e) 格納容器雰囲気のベント操作が必要であれば、格納容器ベント配管を確実に閉じることが可能であるべきである。
- (f) シビアアクシデントが発生したときの意図的な放出（例えば、格納容器のベント操作）については、環境に排出する前に高性能フィルタでのろ過を提供することに考慮が与えられるべきである。

A.16. 可燃性気体の管理に関しては、様々な水素爆発のリスクが評価されるべきであり、また、必要があれば、水素燃焼が格納容器の健全性を脅かすことを防止し、また、格納容器内の可燃性気体の濃度を制御するために、適切な方策が実装されるべきである。

A.17. 計装設備に関しては、以下が達成されるべきである。

- (a) 運転要員が様々な発電所状態での格納容器の状態について必須かつ信頼性のある情報を得ることを確実なものとするために、計装設備の操作性、信頼性及び妥当性が評価されるべきである（例えば、測定範囲、環境性能保証及び電源供給）。
- (b) 格納容器は、炉心熔融事故の進行状況及び格納容器の健全性に対する脅威に関する十分な情報を提供し、運転員がシビアアクシデントマネジメント手引きに従って必要な措置をとることができる、測定用及び監視用の計装設備で装備されているべきである。シビアアクシデントの進展を監視する新しい計装設備はいずれも、関連する炉心熔融を伴う事故状態に関して性能保証されているべきである。

A.18. 可搬型設備に関しては、以下が達成されるべきである。

- (a) 設置済みの発電所能力によって緩和することができない事象の影響を最小にするために必要となる可搬型設備は、外的事象（例えば、洪水、道路の損傷）によって出入りが制限される可能性を考慮に入れて、必要なときに時宜にかなって利用できるように、保管及び防護されるべきである。
- (b) 可搬型設備に頼ることが適切となる場合があるが、これは、格納容器の損傷を回避するために対処する時間が設備を利用するうえで十分に長いことを証明する正当な理由があることを前提とする。

参考文献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2018 Edition, IAEA, Vienna (2019).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.4, IAEA, Vienna (2003). (A revision of this publication is in preparation.)
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Storage of Spent Nuclear Fuel, IAEA Safety Standards Series No. SSG-15, IAEA, Vienna (2012). (A revision of this publication is in preparation.)
- [5] EUROPEAN COMMISSION, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1791, IAEA, Vienna (2016).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.5, IAEA, Vienna (2009).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/ Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13, IAEA, Vienna (2011).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.7, IAEA, Vienna (2004). (A revision of this publication is in preparation.)
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.5, IAEA, Vienna (2003).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.6, IAEA, Vienna (2003). (A revision of this publication is in preparation.)
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-30, IAEA, Vienna (2014).
- [15] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, “Rules for construction of pressure vessels”, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, ASME, New York (2013) Sect. III, Div. 1.
- [16] AFCEN, Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands (RCC-M 2012), AFCEN, Paris (2012).
- [17] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, Codes for Nuclear Power Generation Facilities: Rules on Design and Construction for Nuclear Power Plants, JSME, Tokyo (2009) (in Japanese).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).

- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.13, IAEA, Vienna (2005).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Occupational Radiation Protection, IAEA Safety Standards Series No. GSG-7, IAEA, Vienna (2018).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, IAEA Safety Standards Series No. SSG-47, IAEA, Vienna (2018).
- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-39, IAEA, Vienna (2016).
- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna (2002).

作成及び査読の協力者

Asfaw, K.	International Atomic Energy Agency
Azarian, G.	Consultant, France
Barbaud, J.	Électricité de France, France
Bettle, J.	Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Fukazawa, M.	Nuclear Regulation Authority, Japan
Gasparini, M.	Consultant, Italy
Koski, S.	Teollisuuden Voima Oyj, Finland
Poulat, B.	International Atomic Energy Agency
Sairanen, R.	Radiation and Nuclear Safety Authority, Finland
Shaw, P.	International Atomic Energy Agency
Takii, T.	Hitachi-GE Nuclear Energy, Japan
Tarallo, F.	Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety, France
Tardivel, J.P.	Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety, France
Titus, B.	Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Toth, C.	International Atomic Energy Agency
Uhrig, E.	Areva, Germany
Yllera, J.	International Atomic Energy Agency